ORSAY
n° d'ordre : 268

UNIVERSITE DE PARIS-SUD

CENTRE D'ORSAY

THESE

présentée

Pour obtenir

Le TITRE de DOCTEUR d'Université
en Physique Nucléaire

PAR

PINEL Jacques

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU BILAN EN ISOTOPES FISSILES DES ASSEMBLAGES IRRADIES DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE PAR DES METHODES NON DESTRUCTIVES

Soutenue le 25 octobre 1982 devant la Commission d'examen

MM. M. JEAN Président
J. BOUCHARD
M. DARROUZET
M. ROBIN
R. VIDAL

ORSAY
n° d'ordre : 268

UNIVERSITE DE PARIS-SUD

CENTRE D'ORSAY

THESE

présentée

Pour obtenir

Le TITRE de DOCTEUR d'Université
en Physique Nucléaire

PAR

PINEL Jacques

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU BILAN EN ISOTOPES FISSILES DES ASSEMBLAGES IRRADIES DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE PAR DES METHODES NON DESTRUCTIVES

Soutenue le 25 octobre 1982 devant la Commission d'examen

MM. M. JEAN Président

J. BOUCHARD

M. DARROUZET

M. ROBIN

R. VIDAL

UNIV.
LEIDEN
BIBL.

REMERCIEMENTS

Ce travail de thèse a été réalisé dans le cadre des activités du Laboratoire de Physique des Réacteurs à Eau du Service d'Etudes Nucléaires implanté sur le Centre d'Etudes Nucléaires de CADARACHE.

J'exprime ma respectueuse reconnaissance à Monsieur Le Professeur M. JEAN et le remercie de m'avoir fait l'honneur de présider cette commission d'examen.

Que Monsieur R. VIDAL, Coordonnateur des études sur les réacteurs à Eau au Commissariat à l'Energie Atomique, qui a bien voulu assurer la direction de cette thèse, veuille trouver ici l'expression de ma respectueuse reconnaissance.

Je remercie très vivement Monsieur J. BOUCHARD, Chef du Service d'Etudes Nucléaires et Monsieur M. DARROUZET Chef du Laboratoire de Physique des Réacteurs à Eau dont les avis éclairés et le soutien fructueux et permanent m'ont permis de faire aboutir cette étude.

Je tiens à témoigner ma profonde gratitude à Monsieur M. ROBIN pour l'intérêt particulier qu'il a toujours accordé aux multiples problèmes que j'ai pu lui soumettre.

Je remercie tout particulièrement Monsieur G. FREJAVILLE Adjoint au Chef du Service d'Etudes Nucléaires pour les fructueuses discussions que nous avons eues tout au long de cette étude.

Je tiens à témoigner ma gratitude, en particulier à Monsieur A. GIACOMETTI et Monsieur R. GIRIEUD pour leur aide efficace et amicale, ainsi qu'à Monsieur P. MARIMBEAU et D. HEBERT.

J'adresse mes plus vifs remerciements à tous les Ingénieurs et Techniciens qui m'ont aidé à des titres divers, pour mener à bien ce travail, avec une pensée toute particulière pour l'aide amicale de Messieurs J. CAPSIE et P. BUSSEUIL.

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU BILAN EN ISOTOPES FISSILES DES ASSEMBLAGES IRRADIES DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE PAR DES METHODES NON DESTRUCTIVES

INTRODUCTION

1 E R E P A R T I E

UTILISATION DE LA SPECTROMETRIE GAMMA

1. INTRODUCTION

2. PRINCIPES DE LA SPECTROMETRIE GAMMA

2.1 - Etude neutronique des produits de fission
2.2 - Caractéristiques nucléaires intéressant la spectrométrie
2.3 - Radio-nucléïdes intéressant en spectrométrie gamma
2.3.1 - Nucléïdes apparaissant par fission
2.3.1.1 - Ruthénium 106
2.3.1.2 - Césium 137
2.3.1.3 - Cemium 144
2.3.2 - Nucléïdes apparaissant par capture
2.3.2.1 - Césium 134
2.3.2.2 - Europium 154
2.3.3 - Incidence des migrations éventuelles des ^{134}Cs, ^{137}Cs et de leur précurseurs, dans les combustibles des réacteurs à eau légère
2.3.4 - Equation d'évolution

2.4 - Relations entre les activités mesurées, les concentrations en produits de fission et le taux de combustion
2.5 - Méthode de mesure utilisée
2.5.1 - Dispositif expérimental
2.5.2 - Collimation et blindage
2.5.3 - Détecteur et électronique associée
2.5.4 - Principes d'acquisition et de dépouillement
2.5.5 - Utilisation des informations disponibles

3. CALCUL DES RELATIONS NECESSAIRES A LA DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION

3.1 - Principe et formulation
3.2 - Importance des conditions d'irradiation
3.2.1 - Incidence de la durée des cycles
3.2.2 - Incidence du positionnement des assemblages
3.3 - Importance de la répartition radiale des Césiums
3.4 - Calcul de la formation des produits de fission en chaque point de l'assemblage
3.5 - Calcul des facteurs de transmission du rayonnement γ entre les sources γ et le détecteur
3.6 - Importance de la distribution axiale du taux de combustion sur les corrélations étudiées
3.7 - Synthèse de la méthode et séquences des étapes de mise en oeuvre

4. APPLICATION DE LA METHODE DES CORRELATIONS AUX ASSEMBLAGES DU REACTEUR DE LA C.N.A.

4.1 - Présentation de la campagne de mesures
4.2 - Etude des assemblages en fonction des caractéristiques annoncées
4.2.1 - Etude statistique de la distribution des taux de combustion des lots 4 - 5 - 6
4.2.2 - Intérêt de l'expérience sur les assemblages de la CNA
4.2.3 - Validation d'une méthode de calcul
4.3 - Détermination des taux de combustion
4.3.1 - Comparaison avec les taux de combustion annoncés par la centrale
4.3.2 - Ecarts avec les taux de combustion déterminés à partir des analyses destructives
4.3.3 - Bilan en isotopes fissiles

5. APPLICATIONS FUTURES DANS LES USINES DE RETRAITEMENT

6. CONCLUSION

2 E M E P A R T I E

DETERMINATION DE LA MASSE DE PLUTONIUM CONTENUE DANS LES ASSEMBLAGES A PARTIR DE LA MESURE DU FLUX NEUTRONIQUE

1. INTRODUCTION

2. DESCRIPTION DES PHENOMENES NEUTRONIQUES

2.1 - Origine de l'émission neutronique
- 2.1.1 - Composantes de l'émission neutronique
  - 2.1.1.1 - La fission spontanée
  - 2.1.1.2 - Les neutrons des réactions (α,n)
- 2.1.2 - Formulation et Importance des transplutoniens
  - 2.1.2.1 - Formation des transplutoniens
  - 2.1.2.2 - Importance des transplutoniens
  - 2.1.2.3 - Sensibilité des transplutoniens
  - 2.1.2.4 - Influence de l'historique de puissance du réacteur
  - 2.1.2.5 - Influence de l'enrichissement initial
- 2.1.3 - Méthode de calcul de l'émission neutronique dans un assemblage irradié

2.2 - Relations utilisables
- 2.2.1 - Relation entre la masse de Plutonium et l'émission neutronique
- 2.2.2 - Assemblages de faible taux de combustion

2.3 - Relation entre l'émission neutronique et le flux neutronique mesuré
- 2.3.1 - Description des phénomènes
- 2.3.2 - Calcul du coefficient multiplicateur
- 2.3.3 - Problèmes liés au positionnement du détecteur
  - 2.3.3.1 - Influence de la répartition des sources neutrons dans l'assemblage
  - 2.3.3.2 - Influence de la variation du Keff de l'assemblage
- 2.3.4 - Choix du détecteur
- 2.3.5 - Intégration axiale

3. MESURE DU FLUX NEUTRONIQUE EMIS PAR LES ASSEMBLAGES DE LA CNA

3.1 - Dispositif expérimental
3.1.1 - Dispositif mécanique
3.1.2 - Détecteur et électronique associée
3.2 - Résultats expérimentaux
3.2.1 - Interprétation des résultats de mesure
3.2.2 - Remarques sur la distribution axiale du flux neutronique

4. BILAN ET PERSPECTIVES

4.1 - Bilan des mesures effectuées sur les assemblages de la CNA
4.2 - Applications aux assemblages P.W.R
4.3 - Domaine d'application de la méthode

CONCLUSION

1) Association des deux méthodes de mesure pour la future machine de LA HAGUE

2) Perspectives

INTRODUCTION

Le développement des centrales nucléaires depuis plusieurs années, tant en France qu'à l'étranger, pose un problème de stockage et de retraitement des combustibles irradiés.

L'atelier H.A.O. (haute activité oxyde) de l'usine de retraitement de LA HAGUE, a été conçu pour retraiter 400 tonnes/an de combustibles, en provenance des réacteurs eau légère de type P.W.R. et B.W.R., de différents pays (France, Japon, Suisse, etc ...). D'autres usines sont en construction (UP2-800, UP3 ....) à LA HAGUE et permettront dans un proche avenir de retraiter 1600 tonnes/an de combustibles en provenance des centrales électrogènes à eau légère.

Les problèmes qui se posent au niveau des usines avant le retraitement du combustible sont de deux types :

- d'une part, pouvoir s'assurer que l'assemblage reçu a atteint un taux de combustion minimum et ne contient qu'une masse de matière fissile inférieure à un seuil. Les informations fournies par l'exploitant des centrales nucléaires ne sont pas suffisantes et des erreurs de manipulations ont pu survenir lors du transfert des assemblages vers l'usine de retraitement. Ce contrôle est important car il peut permettre de réduire les marges de sûreté pour les stockages ou lors du retraitement,

- d'autre part, connaître avec une précision suffisante la masse de matière fissile présente dans les assemblages. Cette information est intéressante pour l'exploitant de l'usine, car il contrôle ce qu'il reçoit, et pour les contrôleurs de matière, car elle leur permet d'évaluer la masse de Plutonium avant le retraitement du combustible.

De nombreuses techniques non destructives, ont été développées pour répondre à ces besoins. Certaines, simples à mettre en oeuvre reposent sur l'observation visuelle des caractéristiques physiques des assemblages /1/ (numéro, couleur des crayons, corrosion, ...) ou sur des mesures globales soit de sources primaires (gamma ou Neutrons) /2/, /3/, soit de sources secondaires résultant de l'intéraction de sources primaires avec certains matériaux (Effet Cerenkov /4/, Détecteurs Cadmium /5/), soit des mesures de calorimétrie /6/. Ces mesures sont géné-

ralement peu précises et ne permettent, que de garantir que le combustible étudié a atteint un taux de combustion supérieur à un seuil fixé (avec des précisions de l'ordre de 20 à 30 %) évitant tout risque de criticité.

Des mesures plus quantitatives permettent un niveau de vérification plus important. Pour ces mesures, un paramètre spécifique des conditions d'irradiation est choisi, et mesuré avec le plus grand soin. Ce paramètre doit être caractéristique, soit du taux de combustion, soit de la durée du refroidissement hors réacteur, soit de la masse de matière fissile présente dans l'assemblage. Ces mesures répondront aux besoins exprimés par les exploitants des usines de retraitement et les organismes de sûreté si les précisions obtenues sont suffisantes (incertitudes < 5 % pour le taux de combustion, < 2 % pour la masse de matière fissile).

Nous allons étudier dans cette thèse deux méthodes de mesures non-destructives, une méthode par spectrométrie-gamma et une mesure du flux neutronique émis par l'assemblage.

La première partie de cette thèse est consacrée à l'étude des mesures par spectrométrie-gamma. Après avoir rappelé les critères qui influent sur les mesures de spectrométrie-gamma (formation des produits de fission, période de décroissance) et les produits de fission qui sont le plus couramment mesurés sur les combustibles fortement irradiés et ayant des temps de refroidissement supérieurs à trois ans ; nous avons effectué une étude de sensibilité de la formation des isotopes du Césium aux conditions d'irradiation (durée des cycles, positionnement des assemblages - répartition des sources ...).

Cette étude nous a permis de définir une méthode de calcul pour la détermination du taux de combustion en absolu à partir des mesures sur assemblages entiers des activités de Césium 134 et de Césium 137.

Nous avons appliqué cette méthode d'interprétation aux mesures effectuées sur les assemblages des lots 4 - 5 - 6 du réacteur de la Centrale Nucléaire des Ardennes et comparé les résultats obtenus, aux valeurs fournies par l'exploitant du réacteur et aux valeurs déterminées lors des analyses destructives en taux de combustion et temps de refroidissement.

La deuxième partie de cette thèse porte sur la détermination de la masse de plutonium présente dans un lot d'assemblages à partir de la mesure du flux neutronique.

Dans un premier chapitre nous rappelons les phénomènes physiques qui sont à l'origine de l'émission neutronique, nous donnons les composantes et l'importance de cette émission en fonction des quantités d'actinides présents dans le combustible. Puis, nous donnons la méthode de calcul utilisée pour déterminer l'émission neutronique d'un assemblage irradié et nous établissons une corrélation entre la masse de Plutonium et l'émission neutronique. La variable mesurée étant le flux neutronique, la relation entre l'émission neutronique et le flux neutronique est décrite et analysée. Nous avons estimé la variation du coefficient multiplicateur K en fonction du taux de combustion atteint par le combustible et déterminé le facteur correctif axial à appliquer aux mesures d'assemblages entiers.

Dans le second chapitre, nous décrivons l'appareillage de mesure et l'électronique associée, utilisées durant les campagnes de mesures des assemblages C.N.A. Nous présentons les résultats obtenus et nous faisons un bilan de cette première campagne de mesures.

Pour conclure, nous donnons les principaux enseignements qui se dégagent de ces deux méthodes de mesures non destructives et nous présentons les perspectives industrielles de ces méthodes dans les usines futures.

1 ERE P A R T I E

UTILISATION DE LA SPECTROMETRIE GAMMA

INTRODUCTION

L'utilisation de la spectrométrie gamma pour la vérification du taux de combustion et du temps de refroidissement atteint par un assemblage irradié stocké dans une piscine a fait l'objet de nombreux rapports tant à l'étranger /7/, /8/, /9/ qu'au C.E.A. /10/. Les techniques de mesures sont aussi diverses que variées :

- Mesures ponctuelles à différentes cotes axiales,
- Mesures sur des rangées de crayons,
- Mesure de l'intégrale de l'émission gamma ....

Le Service d'Etudes Nucléaires développe depuis plusieurs années, une méthode originale de mesures par spectrométrie gamma /11/. Le dispositif de mesure est une machine assurant le déplacement d'un détecteur germanium, blindé et collimaté, devant une face de l'assemblage étudié. La mesure d'un assemblage comporte un défilement montée-descente de l'ensemble de détection sur toute la hauteur du combustible et sur deux faces opposées de l'assemblage. Nous allons utiliser cette méthode de mesure pour les assemblages provenant des Centrales Nucléaires de puissance, de type PWR. Les objectifs fixés, dans ces mesures correspondent à 2 types de besoin.

- s'assurer de l'identité de l'assemblage ; c'est-à-dire vérifier que l'assemblage reçu est bien l'assemblage annoncé par la Centrale et garantir que l'assemblage a bien un taux de combustion supérieur à un seuil limite permettant d'éliminer tout risque de criticité. Le taux de combustion doit être obtenu avec une incertitude inférieure à 10 %,

- déterminer, à partir du taux de combustion, le bilan de matériau fissile contenue dans l'assemblage, sans destruction de celui-ci. La précision recherchée sur la masse de matière fissile résiduelle nécessite une mesure du taux de combustion très précise (erreur inférieure à quelques %).

Nous allons étudier, dans cette thèse, la détermination du taux de combustion à partir du rapport des activités de ^{134}Cs et ^{137}Cs, mesurées par gamma-scanning.

Cette mesure relative entre deux pics permet l'élimination des problèmes d'étalonnage ; cependant nous sommes obligés de faire intervenir certains termes calculés :

- répartition du ^{134}Cs et ^{137}Cs dans les différents crayons de l'assemblage,

- transmission du rayonnement gamma de l'assemblage au détecteur.

Les calculs de réacteur qui permettent d'obtenir la répartition du ^{137}Cs et du ^{134}Cs, dans chaque crayon pour tous les assemblages composant le réacteur sont complexes, onéreux et ne peuvent pas en général être mis en oeuvre (en particulier pour les réacteurs étrangers) ; aussi est-il nécessaire de mettre au point une méthode de calcul plus simple mais suffisamment précise pour répondre aux problèmes posés.

Nous déterminerons les temps de refroidissement en faisant le rapport des activités de ^{144}Ce et ^{137}Cs.

Les résultats présentés dans cette thèse portent sur les mesures effectuées sur 58 assemblages provenant de la Centrale Nucléaire des Ardennes (C.N.A.) qui ont fait l'objet de mesures par spectrométrie gamma dans la piscine de l'usine H.A.O. de LA HAGUE, mais les conclusions obtenues sont beaucoup plus générales.

2. PRINCIPES DE LA SPECTROMETRIE GAMMA

La spectrométrie gamma consiste à mesurer l'intensité d'une source de rayonnement gamma émis par un nucléïde que l'on étudie. Nous pouvons mesurer l'intensité totale de la source avec un compteur proportionnel si l'on cherche une valeur globale de l'émission ou les différentes composantes du rayonnement gamma si l'on s'intéresse aux différents nucléïdes composant la source. Nous utiliserons dans ce cas des appareils qui fournissent le nombre d'impulsions en fonction de l'énergie du rayonnement γ émis (spectrométres).

Les mesures de spectrométrie gamma que nous effectuerons s'adressent à des combustibles ayant séjourné entre 1 et 3 ans dans un réacteur de puissance et qui ont subi un refroidissement de plus de 3 ans après leur date de déchargement. Les corps de périodes courtes ayant disparu, les spectres ne sont formés que de quelques pics bien visibles comme le montre la figure 1.

Nous allons voir à quels critères doivent satisfaire les nucléides que l'on veut étudier.

2.1 ETUDE NEUTRONIQUE DES PRODUITS DE FISSION

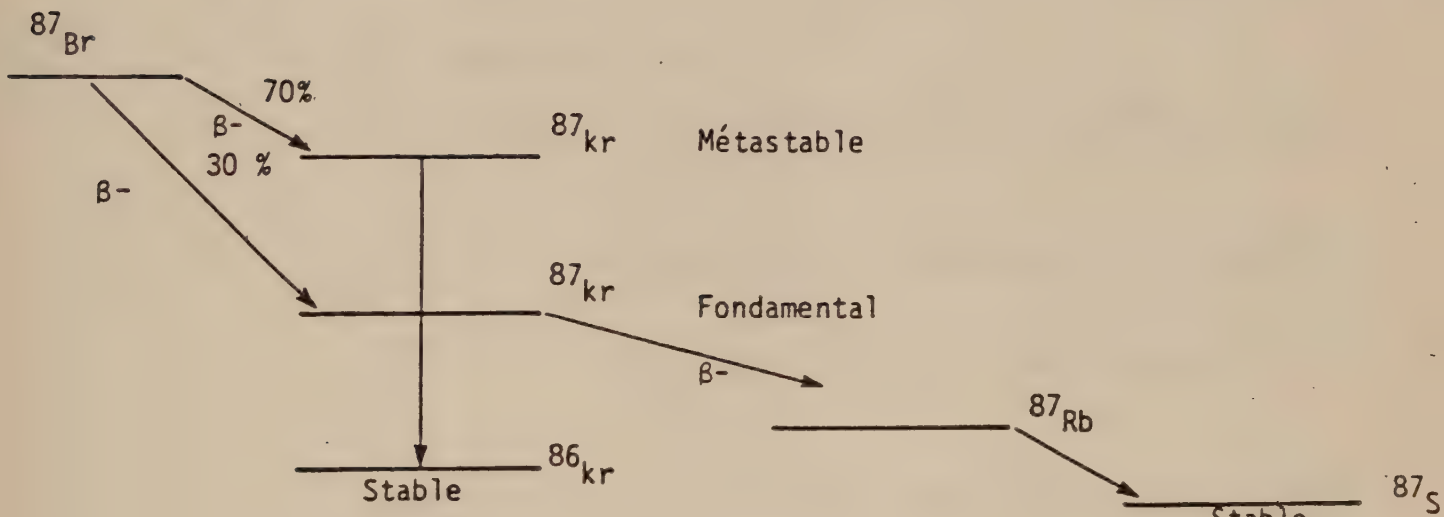
Lors de la coupure d'un noyau lourd par fission, sont formés deux noyaux légers de masses comparables, et voisines de la moitié de celle du noyau initial. Cette coupure peut s'effectuer d'un grand nombre de façons différentes sous l'impact des neutrons thermiques (^{235}U peut se fragmenter de 30 façons différentes, donnant une soixantaine de produits de fission distincts) /12/.

Chaque mode de coupure a une certaine probabilité de se produire, la figure 3 donne, en pourcentage du nombre total de fissions, la fréquence de production des produits de fission, en fonction de leur nombre de protons, pour ^{235}U frappé par des neutrons thermiques. Ces rendements de fission sont variables suivant l'isotope fissile qui leur donne naissance (^{235}U - ^{238}U - ^{239}Pu etc ...)

En même temps que les deux produits de fission, sont émis plusieurs neutrons rapides (entre 0 et 6 plus probablement 2 ou 3).

En général, les produits de fission contiennent un excédent, de neutrons par rapport au noyau stable de même nombre de protons (Z). Leur rapport (N/Z) les situe en dehors de la zone de stabilité des noyaux de masses moyennes figure /2/ et /5/.

Cet excès de neutrons est assez grand pour que plusieurs transitions bêta (-) successives soient nécessaires avant que le noyau final se place dans la zone de stabilité ou qu'il y ait émission d'un neutron (ce sont les précurseurs des neutrons retardés) comme dans l'exemple suivant.



Lors de la radioactivité β^-, le noyau fils est en général laissé dans un état excité. Il se désexcite en émettant un ou plusieurs photons. La probabilité qu'a le noyau de se transformer par unité de temps est caractéristique de ce noyau et est appelée constante radioactive λ ; elle s'exprime en s^{-1}. Pratiquement, on caractérise les corps radioactifs par une autre durée, la période ; c'est le temps à la fin duquel a disparu en moyenne, la moitié du nombre d'atomes initial. On a la relation $T = \frac{\log 2}{\lambda}$.

Les produits de fission ont également une section efficace d'absorption des neutrons. Durant l'irradiation du combustible en réacteur, ils disparaissent par absorption de neutrons et par voie de conséquence des nucléides identiques aux produits de fission apparaissent.

En fait, les fragments issus directement de la fission sont des corps très instables et de période très courte, que nous n'étudierons pas, nous considèrerons ici leurs descendants comme issus directement de la fission.

D'une façon générale un produit de fission aura l'équation d'apparition suivante.

$$\frac{d({}^{A}_{Z}X)}{dt} = +YXF + \sigma_x (a-1)\,\varphi\,({}^{A-1}_{Z}X) + \lambda_y\,({}^{A}_{Z-1}Y) - (\lambda_x + \sigma_x\, a\,\varphi)\,{}^{A}_{Z}X$$

Où :

$Y_x F$: Apparition par fission

$\sigma_x(a-1)\varphi\,{}^{A-1}_{Z}X$: Apparition par capture neutronique de l'isotope ${}^{A-1}_{Z}X$

$\lambda y\,{}^{A}_{Z-1}Y$: Apparition par décroissance β^- du corps ${}^{A}_{Z-1}Y$

$\lambda_x\,{}^{A}_{Z}X$: Disparition par décroissance radioactive du corps ${}^{A}_{Z}X$

$\sigma_x a\,\varphi\,{}^{A}_{Z}X$: Disparition par capture neutronique du corps ${}^{A}_{Z}X$

2.2 CARACTERISTIQUES NUCLEAIRES INTERESSANT LA SPECTROMETRIE GAMMA

Pour les mesures de spectrométrie gamma effectuées sur des assemblages entiers irradiés dans des réacteurs de puissance et ayant plus de trois ans de refroidissement, le critère essentiel est que le produit de fission mesuré apparaisse nettement dans le spectre.

Nous donnons deux exemples de spectre γ obtenus sur des combustibles ayant 1 mois de refroidissement et 6 ans de refroidissement figures 1 et 4. Nous constatons qu'au bout de 6 ans, les pics d'absorption totale qui se détachent du spectre sont peu nombreux.

Ceci nous amène à définir un certain nombre de contraintes auxquelles doivent répondre les produits de fission pour être représentatifs du phénomène étudié :

a) Avoir une période longue (plus de 300 jours)

b) Leur formation par fission doit être importante, le rendement de fission doit être proche des maxima de la figure 3. Il est préférable que ces rendements soient proches pour tous les nucléïdes fissiles.

c) La disparition par capture neutronique doit être faible par rapport à la désintégration radioactive.

d) L'émission dans le pic d'absorption totale que l'on mesure doit être très importante (Il faut donc que le branchement pour cette énergie soit le plus grand possible).

e) La mesure est effectuée sur les flans de l'assemblage ; le rayonnement issu du combustible doit traverser plusieurs milieux plus ou moins absorbants pour atteindre le détecteur ; le combustible lui-même, par sa densité, atténue fortement le rayonnement. En fait, on ne pourra mesurer que des gammas d'énergie supérieure à 500 kev.

f) Il faut s'assurer que les produits de fission mesurés restent là où ils ont été créés, donc qu'ils n'ont pas migré dans les conditions de l'irradiation.

La spectrométrie gamma permet également d'étudier des nucléides qui n'apparaissent pas par fission, ce sont les produits d'activation. Ces nucléides qui se forment par capture neutronique d'un produit de fission ou de son descendant, sont intéressants car leur formation est proportionnelle au carré du flux intégré. Le rapport de leur activité à celle d'un produit de fission dont la formation est proportionnelle au flux intégré permet de déterminer de manière absolue le flux intégré en ignorant la masse du combustible que l'on mesure. Comme les produits de fission, ils doivent répondre aux critères exposés précédemment.

Nous allons étudier les nucléides qui apparaissent dans le spectre gamma des assemblages ayant un refroidissement de plus de trois ans (figure 1).

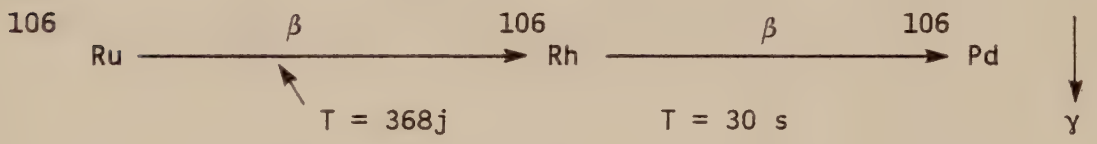
2.3 RADIO-NUCLEIDES INTERESSANTS EN SPECTROMETRIE GAMMA

Nous distinguerons les nucléides qui apparaissent par fission, des nucléides qui apparaissent par capture neutronique.

2.3.1 Nucléides apparaissant par fission

2.3.1.1 : Ruthénium 106

Il décroit avec une période de 368 jours /13/ pour donner du Rhodium 106 qui donne immédiatement (T = 30,4 s) [13] du Palladium 106 stable après émission γ.



La quantité de ^{106}Ru présente dans le combustible est intéressante à déterminer, car elle fournit des renseignements sur le nombre de fissions qui ont eu lieu dans le Plutonium. En effet, il existe un facteur 10 entre son rendement de fission pour l'Uranium 235 et son rendement de fission pour le Plutonium 239 (y_5 = 0,4033 et y_9 = 4,3073 [14]).

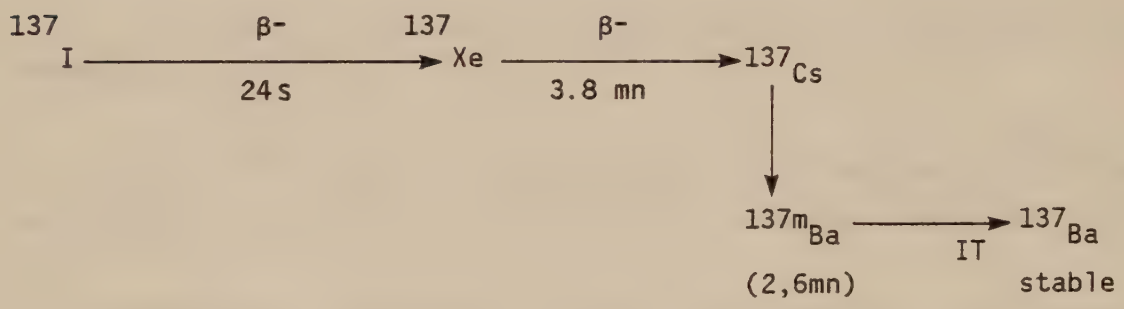
Les raies d'émission gamma sont nombreuses (511,8 kev à 20,6 % - 616,20 kev à 0,7 % - 627,8 kev à 9,81 % - 1050,7 kev à 1,45 % [13]), les plus intenses étant cependant à faible énergie. La mesure est rendue délicate soit par la proximité de raies d'autres émetteurs plus intenses, soit par la faible intensité des raies.

L'utilisation de cette chaîne pour des mesures de courte durée et pour du combustible ayant plusieurs années de refroidissement est donc exclue.

2.3.1.2 : Césium 137

Le ^{137}Cs peut être considéré comme apparaissant directement par fission, avec des rendements peu différents pour l'ensemble des matériaux fissiles ($\simeq$ 6,5 %), ses précurseurs $^{137}_{53}I$ (T = 24 s) et ^{137}Xe (T = 3.8 mn) ayant des périodes trop courtes pour qu'ils soient pris en compte.

Sa disparition par capture neutronique est faible (σ_a (2200) = 0,11 b, Ieff = 0,3 barn). Il donne avec une période de 30,16 ans du ^{137m}Ba; état métastable du ^{137}Ba ; de période 2,6 mn qui émet un gamma à 662 kev en passant à l'état fondamental.



Grâce à sa longue période et à sa très faible section efficace d'absorption le ^{137}Cs est bien représentatif du taux de combustion atteint par le combustible.

2.3.1.3 : Cérium 144

Le ^{144}Ce apparaît directement par fission. Il fournit avec une période de 284 jours du Praséodyme 144 qui décroit aussitôt (T = 17,3 mn) pour donner du Néodyme 144 de très longue période (T = 2,4 10^{15} ans).

La chaîne se présente ainsi :

$$^{144}Ce \xrightarrow[280\ jours]{\beta^-} {}^{144}Pr \xrightarrow[17,3\ mn]{\beta^-} {}^{144}Nd$$

L'intérêt principal de cette chaîne réside dans la raie à 2,18 Mev qui bien que d'intensité faible, se détache nettement dans cette zone du spectre γ. La période inférieure à l'année en fait un bon indicateur du temps de refroidissement (réduction d'un facteur ∿ 2,5 chaque année).

2.3.2 Nucléides apparaissant par capture

2.3.2.1 : Césium 134

Produit d'activation le Césium 134 apparaît par capture neutronique sur le ^{133}Cs.

Le ^{133}Cs résulte des décroissances successives de ^{133}I avec une période de 20,8 heures et ^{133}Xe avec une période de 5,2 jours [15].

Les rendements de fission de $^{133}_{53}I$ sont très élevés (≃ 6,8 pour 100 fissions) et voisins pour tous les isotopes fissiles tableau (1).

$$^{133}I \xrightarrow[(20,8\ heures)]{\beta^-} {}^{133}Xe \xrightarrow[(5.2\ Jours)]{\beta^-} {}^{133}Cs \xrightarrow[Stable]{(n,\gamma)} {}^{134}Cs \xrightarrow[55]{\beta} {}^{134m}Ba \xrightarrow[(2.06\ ans)]{} \gamma$$

La disparition par capture neutronique de ^{133}I est négligeable devant sa disparition par décroissance. Le ^{133}I peut être négligé et le ^{133}Xe peut être considéré comme apparaissant directement par fission. La section de capture du ^{133}Xe ($\sigma Xe/\sigma f5$: 0,20 barn) doit en toute rigueur être prise en compte, cependant, cette voie représente 1 % de la disparition de ce nucléide. La non prise en compte du ^{133}Xe dans

le calcul aurait pour effet de surestimer la formation du ^{133}Cs de 1 % à 30 000 MWJ/t et de 3 % à 12 000 MWJ/t. Nous donnons dans la figure 5 pour un combustible enrichi à 4,0 % l'évolution de la masse de ^{133}Cs et de ^{134}Cs en fonction du taux de combustion avec le ^{133}Xe et sans le ^{133}Xe dans la chaîne de calcul.

Le ^{134}Cs est radioactif avec une période de 2,06 ans. L'émission gamma qui accompagne la décroissance comporte plusieurs raies dont les plus intenses sont à 604,7 kev et 796 kev. La raie à 604,7 kev se trouve perturbée par les raies du 125 Sb (T1/2 = 2,77 ans) à 601,8 kev (intensité = 17,64 %) et 606,7 kev (intensité = 4,8 %) [13] qui représente 10 % (20000 MWJ/t) de l'activité du ^{134}Cs après 5 ans de refroidissement [13].

En première approximation la quantité de ^{134}Cs présente dans le combustible est sensiblement proportionnelle au carré du flux intégré durant la période d'irradiation.

2.3.2.2 : Europium 154

L'Europium 154 est un produit d'activation obtenu par capture neutronique sur ^{153}Eu.

$$^{153}Eu \xrightarrow{(n,\gamma)} {}^{154}Eu \xrightarrow{\beta^-(17,8\ ans)} {}^{154}Gd \quad (\gamma)$$

Le ^{154}Eu, produit d'activation, pourrait rendre les mêmes services que le ^{134}Cs (produit d'activation du ^{133}Cs) ; sa période nettement plus longue est un élément favorable, diminuant sa sensibilité à l'histoire en pile et permettant des mesures pour de plus longs temps de refroidissement. Toutefois son utilisation est limitée :

- Les rendements de fission de ^{153}Eu sont faibles (20 fois à 40 fois inférieurs à ceux du ^{133}Cs), ce qui limite son abondance,

- La disparition de ^{154}Eu est complexe puisque durant l'irradiation, sa section efficace de capture dépend du spectre et du taux de combustion,

- Les données nucléaires concernant ces nucléïdes sont encore peu précises car peu étudiées.

Dans ces conditions, bien que certaines raies γ (1274,45 kev avec un rendement de 35,5 %) se détachent nettement sur les spectres étudiés, nous n'utiliseront pas ici le ^{154}Eu, son interprétation étant à la fois plus complexe et moins précise que celle du ^{134}Cs pour obtenir des informations similaires.

2.3.3 Incidence des migrations éventuelles des ^{134}Cs, ^{137}Cs et de leur précurseurs, dans les combustibles des réacteurs à eau légère

Une migration importante des ^{134}Cs, ^{137}Cs ou de leur précurseur risquerait de limiter sérieusement l'application de cette méthode.

Nous distinguerons deux types de migration ; une migration locale entraînant une distribution radiale hétérogène de ces sources, ou une migration axiale suffisamment importante de ces isotopes le long des colonnes fissiles pour que les distributions macroscopiques n'aient pas de sens.

Nous n'avons observé aucune migration axiale significative sur les combustibles eau légère, que ce soit sur les assemblages du réacteur de la C.N.A. /15/ ou sur les assemblages 15 x 15 de TIHANGE 1 /16/ où la fraction des gaz rares (Xe + kr) dégagées demeure très faible (inférieure à 0,6 %) pour des assemblages ayant subis des taux de combustion moyen de l'ordre de 32000 MWJ/t.

Des études, effectuées actuellement sur le combustible des réacteurs électrogènes, par les métallurgistes du C.E.A. /15/ montrent une faible migration du ^{137}Cs en périphérie des crayons ($^{137}Cs/^{137}Cs$ périphérique << 1,03) ce qui laisse supposer que la répartition radiale du rapport $^{134}Cs/^{137}Cs$ aura une variation très nettement inférieure à 3 %, ce qui, compte tenu de l'énergie des raies γ du ^{134}Cs et ^{137}Cs, entraînera une incertitude inférieure à 0,1 % sur le taux de comptage.

2.3.4 Equation d'évolution

Le ^{137}Cs apparaît par décroissance radioactive successive de deux corps de courtes périodes (^{137}I et ^{137}Xe), nous pouvons donc considérer qu'il apparaît directement par fission nous avons donc :

$$\frac{dN137}{dt} = \sum_i (\gamma^{137} \Sigma F \varphi) - (\lambda^{137} + \sigma_{a137} \varphi) N_{137}$$

Avec :

N137 : Nombre d'atomes de ^{137}Cs par cm3 de combustible

γ_i^{137} : Rendement de fission de l'isotope i

ΣFi : Section macroscopique de fission de l'isotope i

φ : Flux

$\lambda 137$: Constante radioactive du ^{137}Cs

σ_{a137} : Section d'absorption du ^{137}Cs

Pour le ^{134}Cs nous avons à résoudre les trois équations (nous considérons que le ^{133}Xe apparaît directement par fission) suivantes :

$$\frac{dN^{133}}{dt} = \sum_i (\gamma^{133} \Sigma Fi \varphi) - (\sigma_{a\ {}^{133}_{54}N} \varphi + \lambda_{133})\ {}^{133}_{54}N$$

$$\frac{dN^{133}_{55}}{dt} = \lambda^{133}_{54}\ {}^{133}_{54}N - \sigma a133_{55N} \varphi\ N^{133}_{55}$$

$$\frac{dN134}{dt} = \sum_i \gamma_i^{134} \Sigma F i \varphi) + \sigma a^{133}_{54} \varphi - (\lambda 134 + \sigma a_{134} \varphi) N_{134}$$

Avec N^{133}_{54} = Nombre d'atome $^{133}_{54}Xe$ par cm3

γ^{133}_{54} = Rendement de fission de l'isotope i pour $^{133}_{54}Xe$

ΣFi = Section macroscopique de fission de l'isotope i

φ = Flux

σa^{133} = Section du capture de l'isotope ^{133}Xe

N^{133} = Nombre d'atomes ^{134}Cs par cm3

σa^{133} = Section d'absorption du ^{133}Cs

γ_i^{134} = Rendement de fission de l'isotope i pour ^{134}Cs

λ^{134} = Constante radioactive du ^{134}Cs

$\sigma a134$ = Section microscopique d'absorption du ^{134}Cs

REMARQUE : Le terme Σ ($\sigma 134$ Σ fi φ) est très faible

Pour le ^{144}Ce nous aurons :

$$\frac{dN144}{dt} = \sum_i (\gamma^{144} \sum_i Fi\, \varphi) - (\lambda 144 + \sigma a144\, \varphi)\, N144$$

N144 : Nombre d'Atomes de ^{144}Ce

$\gamma 144$: Rendement de fission de l'isotope i pour ^{144}Ce

Σfi : Section macroscopique de fission de l'isotope i

φ : Flux

$\lambda 144$: Constante radioactive du ^{144}Ce

$\sigma a144$: Section microscopique d'absorption du ^{144}Ce.

La relation entre le taux de combustion et le flux s'écrit :

$$\frac{dI}{dt} = \sum_i (Ei\ \Sigma f i\ \varphi) = P$$

Avec

E_i = Energie dégagée par une fission de l'isotope i (Mev)

I = Taux de combustion en MWJ/t

Σfi = Section macroscopique de fission de l'isotope i

φ = Flux

P = Puissance exprimée en MW/t

2.4 : RELATIONS ENTRE LES ACTIVITES MESUREES, LES CONCENTRATIONS EN PRODUITS DE FISSION ET LE TAUX DE COMBUSTION

Les ^{133}Cs et ^{137}Cs apparaîssent proportionnellement au nombre de fissions intervenues dans le combustible. Alors que le ^{137}Cs a une section efficace de capture faible, le ^{133}Cs produit par capture du ^{134}Cs. Le rapport des quantités de ^{134}Cs et ^{137}Cs produits dans le combustible au cours de l'irradiation est proportionnel au flux intégré. Il y a donc corrélation entre ce rapport et le taux de combustion, la relation entre les deux ne faisant intervenir que les paramètres suivants :

- décroissance relative des deux isotopes,
- section de capture du ^{133}Cs,
- section de fission du combustible et rendements de fission des P.F,
- disparition du ^{134}Cs par capture, les sections étant fonction de l'irradiation.

Cette méthode de détermination du taux de combustion, qui paraît plus complexe que l'utilisation du ^{137}Cs seul, présente en fait deux avantages essentiels :

- le rapport des Césiums est indépendant de la quantité de combustible concernée par la mesure. Il en résulte que d'une part, le résultat est indépendant de la durée et de la géométrie du comptage (positionnement, collimation) et d'autre part les déterminations sont grandement facilitées puisqu'on ne rapporte pas l'activité mesurée à une masse de combustible comme dans le cas du ^{137}Cs,

- cette méthode permet une mesure absolue directe du taux de combustion, sans étalonnage délicat. Après correction relative des décroissances, et de la différence d'efficacité du détecteur et d'atténuation des matériaux traversés entre 662 kev (^{137}Cs) et 605 ou 796 kev (^{134}Cs), le rapport Césium est utilisé directement pour passer au taux de combustion avec un coefficient calculé qui ne dépend que des rendements, des sections efficaces et des répartitions des sources.

Cette méthode de détermination du taux de combustion à partir de la mesure du rapport des Césiums a déjà fait l'objet de nombreuses applications sur des solutions de combustible irradié /17/.

Le ^{144}Ce par sa période de 280 jours est un bon indicateur de temps de refroidissement. Pour les raisons énoncées précédemment nous préférons utiliser le rapport $^{144}Ce/^{137}Cs$.

2.5 : METHODE DE MESURE UTILISEE

2.5.1 Dispositif mécanique

L'appareillage utilisé pour la campagne de démonstration effectuée à La Hague en 1980 et 1981 a été conçu pour l'étude des assemblages dans la piscine de désactivation de la Centrale Nucléaire des Ardennes (C.N.A.). Le dimensionnement de cette machine a été fait en fonction des caractéristiques des mesures de spectrométrie gamma sous une dizaine de mètres d'eau.

L'installation décrite sur les figures (6 et 7) comprend :

- Un chassis en acier inoxydable soudé, d'une hauteur de 4,70 m, avec une plaque de base de 1,0 x 2,0 m2 qui supporte le panier porte-assemblage et la colonne de guidage du château-compteur. Quatre pieds réglables en hauteur posant sur le fond de la piscine permettent d'assurer une bonne verticalité de l'ensemble,

- Un panier recevant l'assemblage qui est fixé sur une plate forme rotative pouvant occuper 8 positions régulièrement espacées de 45°. Les dimensions intérieures de ce panier sont 206 x 206 mm2. Le mouvement de rotation est commandé par une perche depuis le bord de la piscine,

- Le château-compteur en plomb, gainé extérieurement en acier inoxydable, a un diamètre extérieur de 405 mm et une hauteur de 800 mm. Ce château repose sur un tablier-support qui se déplace verticalement le long d'une colonne guide (poutre en I en acier inoxydable maintenue de façon rigide sur toute sa hauteur) grâce à une vis de 3 m de long tenue le long de la colonne par deux roulements étanches. La rotation de la vis entraîne le déplacement du château et est commandée par un moto-réducteur situé sur la plate-forme supérieure.

La sortie du réducteur est couplée par un jeu d'engrenages à un compteur donnant la recopie de position du château. Deux contacteurs réglables permettent de s'assurer de la bonne reproductibilité des côtes extrêmes de déplacement,

- Un ensemble de détection (décrit plus loin) est introduit dans le château-compteur grâce à une cheminée rigide et étanche en P.V.C. qui est guidée par un collier fixé sur une rambarde de la plate-forme supérieure,

- Une plate-forme supérieure, indépendante du chassis de l'appareil, est fixée sur la margelle de la piscine ; sa géométrie a été définie pour ne causer aucune gêne à l'exploitation de la piscine.

2.5.2 Collimation et blindage

Une coupe du château-compteur montre la disposition du blindage et le principe de la collimation (figures 8 et 9).

Le canal vertical du château qui reçoit le détecteur à un diamètre de 110 mm. Il est excentré afin de minimiser le poids de l'ensemble (en effet le blindage nécessaire en avant et sur les côtés peut être réduit à l'arrière où se trouve le mur de la piscine).

Le dispositif comprend :

- Une fente dans le château-compteur de 20 mm,

- Deux blocs de collimation espacés de 540 mm, ayant une épaisseur de 100 mm de plomb. Les fentes correspondantes ont des longueurs de 25 mm côté détecteur et 100 mm côté assemblage. Leurs largeurs sont identiques et variables de 0 à 20 mm par un dispositif mécanique agissant simultanément sur les deux fentes et manoeuvrable depuis la plate-forme supérieure par une perche. Ces deux blocs sont étanches,

- Un tube d'air reliant les deux blocs de collimation. Il assure une atténuation quasi-nulle pour le faisceau collimaté, tandis que l'eau environnante constitue un blindage supplémentaire ($\simeq$ 75 cm d'épaisseur) pour les gammas extérieurs, au canal de collimation.

- Une martelière ajoutée sur la face avant pour recevoir un compteur de neutrons. L'axe horizontal de ce compteur est décalé de 80 mm vers le haut, du plan de collimation des gammas pour ne pas occulter ces derniers.

La géométrie de la fente permet de viser environ les 2/3 de la face d'un assemblage, ce qui donne des mesures "intégrées" radialement ; la largeur de la fente est de l'ordre de 1 mm et est ajustée en fonction du taux de comptage acceptable par le détecteur.

2.5.3 Détecteur et électronique associé

Le détecteur de rayonnement gamma est une diode en germanium hyperpur, coaxiale, d'environ 3 cm3 de volume.

Il est attaqué par le faisceau collimaté sur sa surface latérale. Il est surmonté d'un vase DEWAR cylindrique de diamètre 100 mm, jouant le rôle de réserve d'azote liquide (maintien en froid du détecteur) et assurant une autonomie supérieure à 48 Heures (figure 9 bis). Un tuyau souple, isolé thermiquement, relie le "DEWAR" via la cheminée à la surface, et permet le remplissage périodique du réservoir.

Un préamplificateur ENERTEC type PSC 761 est accolé à la diode et permet de transmettre les impulsions du signal jusqu'à un amplificateur ORTEC type 472 A et à l'électronique d'analyse placée en surface, par l'intermédiaire d'un câble de 25 m. Ce câble emprunte la cheminée et comporte plusieurs conducteurs, il assure de plus, la polarisation du cristal (HT = + 1300 V), l'alimentation du préamplificateur, la sortie des informations des sondes de température placées au niveau du cristal (vérification de la température de fonctionnement) et du réservoir (indication du niveau de remplissage).

Les signaux des voies de mesure sont distribués dans les dispositifs d'analyse composés :

- d'un analyseur TRACOR TN 4500 muni d'un calculateur DEC PDP 11/34 et d'une double unité de disquettes.

  Il est équipé de trois mémoires d'acquisition, l'une pour l'analyse des spectres et les deux autres pour l'analyse multi-échelles des impulsions.

- Deux analyseurs Intertechnique DIDAC 4000 pour l'analyse des multi-échelles.

2.5.4 Principes d'acquisition et de dépouillement

Les mesures s'effectuent par défilement (montée + descente) sur toute la colonne combustible pour deux faces opposées de chaque assemblage.

Le but étant d'obtenir un spectre le plus représentatif de la moyenne de l'assemblage, la mesure durant un défilement à vitesse constante assure une intégration axiale sur toute la hauteur du combustible. L'acquisition sur deux faces opposées, permet de minimiser l'effet de gradient qui peut exister dans l'assemblage et donne un résultat moyen très proche de celui que l'on pourrait obtenir en mesurant les quatre faces. Sommer les deux phases montée et descente (pour le spectre) assure une statistique correcte vis à vis des précisions cherchées.

Durant cette séquence, le spectre est intégré pendant les phases montée + descente pour chaque face d'assemblage ; les différents multi-échelles sont acquis à la fin de chaque phase. Les figures 10 et 11 donnent un synoptique des voies d'acquisition.

Le spectre est formé des impulsions γ issues de l'amplificateur. Elles sont triées par un codeur TRACOR de 200 MHz sur les 4096 canaux de la mémoire. L'information obtenue est un spectre en énergie où apparaissent des pics à des énergies caractéristiques des produits de

fissions émetteurs. L'aire du pic est proportionnelle à l'activité du nucléide identifié. Cette acquisition est faite sur le Tracor, une programmation sophistiquée permet :

- la visualisation du spectre sur écran cathodique,

- l'utilisation de fonctions de dilatation du spectre sur l'écran,

- une calibration du spectre en énergie (c'est-à-dire une correspondance entre l'énergie et le numéro du canal),

- un dépouillement fin des aires de pic par région d'intérêt,

- la possibilité de développer des programmes automatiques de dépouillement des spectres.

Tous les spectres sont systématiquement sauvegardés sur disquette pour reprise ultérieure.

Pour les multi-échelles les impulsions sont stockées successivement dans des canaux de numéro croissant durant un temps élémentaire préalablement fixé. Pendant l'acquisition nous faisons défiler à vitesse constante le château-compteur devant la face de l'assemblage, nous obtenons de ce fait une répartition de l'activité en fonction de la côte du combustible.

Quatre types d'information sont acquises :

- Intégration des γ de toutes énergies (une sortie auxiliaire du codeur TRACOR délivre une impulsion calibrée à chaque fois qu'un γ a été trié, quelle que soit son énergie).

- Intégration des γ dans une fenêtre dite "^{137}Cs étroite" qui englobe tout le pic à 662 Kev,

- Intégration des γ dans une fenêtre dite "^{137}Cs large" qui englobe autre les n canaux du pic à 662 Kev, $\frac{n}{2}$ canaux avant et après le pic ^{137}Cs,

- Intégration des γ dans une fenêtre dite '^{134}Cs' des pics à 796 et 802 Kev du ^{134}Cs.

Ces trois dernières acquisitions sont faites sur le DIDAC en utilisant les discriminateurs du codeur DIDAC pour déterminer les fenêtres. Ces voies sont branchées en parallèle en sortie de l'amplificateur.

Les répartitions ainsi obtenues sont systématiquement stockées sur disquette (TRACOR). Le dépouillement est fait en différé à CADARACHE sur les ordinateurs du réseau CISI.

2.5.5 Utilisation des Informations Disponibles

Pour chaque séquence de mesure nous possédons un spectre en énergie où apparaissent des pics à des énergies caractéristiques des produits de fission émetteurs. A partir de ces spectres nous obtenons les aires des pics des produits de fission étudiés par unité de temps, et après correction de la décroissance γ et du rendement de l'installation nous obtenons une valeur absolue de l'activité du produit de fission mesuré.

Nous possédons également des cartes axiales sur des fenêtres spécifiques permettant d'obtenir une distribution axiale du taux de combustion en vue de déterminer un facteur correctif et permettant éventuellement de détecter une erreur de positionnement de l'assemblage.

Les fenêtres doivent être choisies avec soin de manière à obtenir par soustraction une information bien représentative du "pic" considéré, une vérification sur une mesure fixe à mi-hauteur de l'assemblage doit permettre de s'assurer de la qualité de la correction du bruit de fond.

Les informations disponibles sont de trois ordres :

a) Intégration des γ de toutes énergies qui permet un contrôle de positionnement de l'assemblage et assure de l'intégralité de la mesure,

b) Fenêtre Cs 137 corrigée du bruit de fond nous permet d'obtenir la distribution axiale du taux de combustion,

c) La fenêtre Cs 134 corrigée du bruit de fond et rapportée à la fenêtre Cs 137 permet de déterminer un coefficient correctif, du rapport des intégrales ^{134}Cs sur ^{137}Cs en vue d'obtenir l'intégrale du rapport ^{134}Cs sur ^{137}Cs.

3. CALCUL DES RELATIONS NECESSAIRES A LA DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION

3.1 PRINCIPE ET FORMULATION

Les mesures sont effectuées par défilement de l'appareil de mesure devant l'assemblage placé verticalement, le détecteur ne voyant qu'une tranche axiale d'un millimètre d'assemblage. Le résultat d'une mesure est l'intégration sur toute la hauteur du combustible de l'activité gamma émis par celui-ci.

Le problème est de déterminer la relation existante entre le rapport de l'intégrale des aires des raies gamma du ^{134}Cs et du ^{137}Cs, et le taux de combustion moyen de l'assemblage.

Pour résoudre ce problème il est nécessaire de connaître :

1°) La sensibilité à l'histoire en pile de l'assemblage, car en pratique il serait souhaitable de pouvoir utiliser une histoire standard pour tous les assemblages d'un même "lot",

2°) La sensibilité à la distribution du taux de combustion dans les différents crayons de l'assemblage,

3°) Les paramètres nécessaires au calcul de la formation du ^{134}Cs, ^{137}Cs, du ^{144}Ce dans chaque crayon pour définir un schéma de calcul le plus simple possible compte tenu du but cherché.

4°) Les facteurs de transmission gamma entre les crayons de l'assemblage et le détecteur,

5°) Le coefficient permettant de passer du rapport des intégrales des aires des pics ^{134}Cs et du ^{137}Cs, à l'intégrale du rapport.

Les trois premiers points feront l'objet d'une étude paramétrique, de manière à déterminer la sensibilité de la relation aux différents paramètres. Les points 4 et 5 sont liés d'une part à la géométrie de l'assemblage et de l'appareillage de mesure et d'autre part à une estimation expérimentale.

3.2 IMPORTANCE DES CONDITIONS D'IRRADIATION

Les réacteurs ont des fonctionnements différents ; tant par la durée des cycles d'irradiation que par la gestion des assemblages d'un cycle à l'autre ; si le ^{137}Cs, dont la formation est quasi proportionnelle au taux de combustion est peu sensible à ces phénomènes, le ^{134}Cs lui, tant par sa période (2,06 ans) que par sa formation sera sensible à l'historique temps et à l'historique puissance des assemblages.

3.2.1 Incidence de la durée des cycles

L'histoire temps pour un assemblage est associée directement à l'histogramme de fonctionnement du réacteur durant son irradiation. En principe un réacteur fonctionne suivant des cycles d'irradiation de 300 jours suivi d'arrêts de 35 jours nécessaires au déchargement des assemblages usés et à leur remplacement par du combustible neuf. Mais seuls les assemblages appartenant à un même lot ont une "histoire temps" commune ; une étude portant sur les réacteurs en fonctionnement depuis plusieurs années, montre de grandes disparités tant dans la durée de l'irradiation que dans la longueur des arrêts et ce pour des caractéristiques physiques (enrichissement, masse, fabrication) et neutroniques (taux de combustion, puissance moyenne) voisines d'un lot à l'autre.

Il nous a semblé intéressant de déterminer la sensibilité du ^{134}Cs à ce paramètre, afin de savoir si l'on doit effectuer des calculs pour chaque lot d'assemblage ou si, lorsqu'un réacteur est à l'équilibre, une histoire théorique peut être appliquée à l'ensemble des charges.

Pour cela nous avons fait évoluer durant 3 cycles un assemblage de type CNA enrichi à 4,2 % à puissance constante (30 MW/T) jusqu'à 30 000 MWJ/t suivant 5 hypothèses.

1) Histoire 1 : Théorique 3 cycles de 333 jours suivi par deux arrêts de 80 jours.

2) Histoire 2 : Cycle 1 : 500 jours suivi d'un arrêt de 135 jours.
Cycles 2 et 3 : 250 jours séparés par un arrêt de 25 jours.

3) Histoire 3 : Cycle 1 250 jours, 25 jours d'arrêt
Cycle 2 500 jours, 135 jours d'arrêt
Cycle 3 250 jours.

4) Histoire 4 : Cycle 1 250 jours, 135 jours d'arrêt
Cycle 2 250 jours, 25 jours d'arrêt
Cycle 3 500 jours,

5) Histoire 5 : Cycle 1 250 jours, 25 jours d'arrêt
Cycle 2 250 jours, 135 jours d'arrêt
Cycle 3 500 jours.

Les résultats sont présentés dans le tableau ci-dessous :

	^{134}Cs	Ecart %	^{137}Cs	$^{134}Cs/^{137}Cs$	Ecart %
Histoire 1	$9.988\ 10^4$	-	$8.406\ 10^4$	1.1882	-
Histoire 2	$1.001\ 10^5$	+ 0,2	$8.403\ 10^4$	1.1912	+ 0,3
Histoire 3	$9.760\ 10^4$	- 2,3	$8.391\ 10^4$	1.1632	- 2,1
Histoire 4	$1.023\ 10^5$	+ 2,4	$8.424\ 10^4$	1.2144	+ 2,2
Histoire 5	$1.010\ 10^5$	+ 1,1	$8.409\ 10^4$	1.2011	+ 1,1

- ACTIVITE ^{134}CS ET ^{137}CS -

Nous observons une variation de 2,4 % autour de l'histoire théorique d'un réacteur. Cet écart n'est pas négligeable et impose un calcul précis, en évolution, de chaque lot d'assemblages, principalement

en cas de fonctionnement anormal du réacteur ou lorsque les assemblages ont été retirés, et remis en réacteur après un ou plusieurs cycles de refroidissement. Ceci demande une connaissance précise de l'histogramme du réacteur comportant outre les dates de début et fin de cycle, les arrêts d'une durée supérieure à un mois (et bien entendu la connaissance des cycles où les assemblages sont présents en pile).

3.2.2 : Incidence du positionnement des assemblages

D'une manière générale les assemblages ont une "histoire puissance" voisine quelque soit le réacteur, un premier cycle en périphérie du coeur et les deux cycles suivant en damier au centre du réacteur. Cependant, un certain nombre d'assemblages placés lors de leur premier cycle d'irradiation en seconde couronne auront une histoire puissance différente. Une étude, détaillée par ailleurs sur trois charges du réacteur C.N.A. (4-5-6) nous permet de vérifier ces hypothèses. Nous constatons que la plupart des assemblages d'une charge ont une distribution, du taux de combustion normalisée à l'épuisement moyen du réacteur pour chaque cycle, de (0,7 - 1,15 - 1,10) et que, un certain nombre à une distribution de (1 - 1,15 - 1,10). D'autre part, les mesures par spectrométrie γ sur assemblages, privilégiant les crayons extérieurs, la distribution du taux de combustion pour ces crayons pourra être encore plus différente de celle de l'assemblage moyen.

Lors du premier cycle, pour des assemblages en périphérie de réacteur, on constate des rapports 2 à 3 entre le taux de combustion atteint par les crayons externes côté coeur et côté réflecteur.

Nous avons effectué une étude paramétrique afin de déterminer la sensibilité du ^{134}Cs à ce paramètre, pour celà nous avons considéré un assemblage de type CNA 4,2 %, subissant des taux de combustion de 20 000 à 40.000 MWJ/t suivant 6 hypothèses (la longueur, les cycles d'irradiation et de refroidissement étant les mêmes).

Les résultats sont présentés dans le tableau page suivante.

DISTRIBUTION TAUX DE COMBUST. PAR CYCLE	20 000 MWJ/t				30 000 MWJ/t				40 000 MWJ/t			
	^{134}Cs	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$	Ecart %	^{134}Cs	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$	Ecart %	^{134}Cs	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$	Ecart %
0,33 - 0,33 - 0,33 C1	$4.551\ 10^4$	/	0.811	/	$1.018\ 10^5$	/	1.2077	/	$1.795\ 10^5$		1.595	
0,23 - 0,40 - 0,37 C2	$4.689\ 10^4$	3,0	0.833	+ 2,7	$1.049\ 10^5$	+ 3,0	1.2045	+ 2,7	$1.848\ 10^5$	+ 3,0	1.637	+ 2,6
0,32 - 0,36 - 0,32 C3	$4.532\ 10^4$	-0,4	0.808	- 0,4	$1.014\ 10^5$	- 0,4	1.2030	- 0,4	$1.788\ 10^5$	- 0,4	1.589	- 0,4
0,111 - 0,55 - 0,33 C4	$4.674\ 10^4$	+ 2,7	0.829	+ 2,2	$1.044\ 10^5$	+ 2,6	1.2323	+ 2,0	$1.840\ 10^5$	+ 2,5	1.627	+ 2,0
0,375-0,375-0,25 C5	$4.327\ 10^4$	- 4,9	0.774	- 4,6	$9.682\ 10^4$	- 4,9	1.152	- 4,6	$1.707\ 10^5$	- 4,9	1.521	- 4,6
0,23 - 0,30 - 0,47 C6	$4.865\ 10^4$	+ 6,9	0.863	+ 6,4	$1.087\ 10^5$	+ 6,8	1.283	+ 6,2	$1.917\ 10^5$	+ 6,8	1.695	+ 6,3

ACTIVITE ^{134}Cs ET RAPPORT $^{134}Cs/^{137}Cs$

Ces résultats appellent deux remarques :

1) Pour les trois taux de combustion considérés les écarts par rapport à la référence sont les mêmes.

2) L'importance du taux de combustion acquis lors du dernier cycle (les cas 5 et 6 représentant l'enveloppe maximale).

Il est à noter que le suivi des réacteurs actuellement en fonctionnement montre une grande homogénéité des taux de combustion atteint par les assemblages lors de leur dernier cycle en réacteur (95 % des assemblages ayant un taux de combustion compris entre 0,9 et 1,10 du taux de combustion moyen du réacteur).

Les renseignements que l'on pourra obtenir pour un réacteur, ne nous permettant pas d'avoir d'histogramme de puissance au niveau de l'assemblage, nous aurons le choix entre les deux histoires suivantes :

- L'historique de puissance du réacteur pour chaque cycle et pour tous les assemblages, auquel on applique un coefficient variant de 0,8 à 1,2 pour couvrir toute la gamme de taux de combustion. L'erreur maximale qui en résultera ne dépassera pas + 6,5 %,

- L'historique de puissance du réacteur pour chaque cycle pondéré par les coefficients 0,7 - 1,2 - 1,1 pour tenir compte de l'histogramme moyen des assemblages dans le réacteur, auquel on appliquera les mêmes coefficients que dans l'histoire précédente. L'erreur maximale qui en résultera ne dépassera pas - 6,3 %.

3.3 IMPORTANCE DE LA REPARTITION RADIALE DES CESIUMS

La distribution fine du taux de combustion crayon par crayon dans un assemblage est rarement connue, et, lorsqu'elle l'est, demeure propre à chaque assemblage. Pour approcher ce problème nous proposons l'hypothèse suivante ; la répartition du taux de combustion dans les crayons d'un assemblage est la résultante de deux effets :

- un effet macroscopique que l'on pourra prendre en compte expérimentalement en effectuant des mesures sur deux faces opposées d'un assemblage,

- un effet microscopique que l'on pourra déterminer par le calcul.

Une étude (portant sur les assemblages déchargés à la fin du cycle 6 de la SENA), sur la distribution fine crayon par crayon du taux de combustion montre que l'effet macroscopique est correctement pris en compte par une mesure sur deux faces opposées d'un assemblage.

Dans le tableau 2 nous donnons pour les assemblages considérés le taux de combustion moyen des premières rangées de crayons.

La distribution microscopique du taux de combustion dans un assemblage est fonction du taux de combustion moyen de l'assemblage et de l'enrichissement du combustible. Nous disposons pour la calculer de codes plus ou moins sophistiqués dont la mise en oeuvre ne se justifie que par la sensibilité du ^{134}Cs à cet effet.

Nous avons effectué une étude sur la distribution du taux de combustion radial des assemblages déchargés à la fin du cycle 6 de la C.N.A., nous disposions pour cette charge :

α) d'une distribution fine du taux de combustion crayon par crayon à la fin du cycle,

β) d'une distribution microscopique calculée à l'aide du code EVOE /18/ (réacteur constitué de 3 x 3 assemblages),

γ) du calcul Apollo /19/ multicellules décrit en 3.4.

A partir de ces valeurs nous avons fait évoluer un assemblage à l'aide du code EVOPF du système KAFKA /20/ à des taux de combustion compris entre 18000 et 28000 MWJ/t.

La répartition des sources ^{134}Cs et ^{137}Cs calculée pour les différents taux de combustion nous permet de connaître la source crayon par crayon.

On obtient pour chaque taux de combustion et pour chaque énergie le taux de comptage τ du détecteur en appliquant un coefficient d'atténuation à chaque crayon et pour chaque énergie.

Pour chaque valeur moyenne du taux de combustion assemblage nous avons établi les deux rapports suivants :

$$R47A = \frac{\tau\ 134\ A}{\tau\ 137}$$

τ 134 A = Taux de comptage du ^{134}Cs pour les γ de 605 Kev

et τ 134 B = Taux de comptage du ^{134}Cs pour les γ de 796 Kev

$$R47B = \frac{\tau\ 134\ B}{\tau\ 137}$$

τ 137 = Taux de comptage du ^{137}Cs pour les γ de 661 Kev

Le tableau 3 donne la valeur de ces rapports pour des taux de combustion de 18000, 20000, 22000, 24000, 26000, 28000 MWJ/t et pour les distributions considérées. Pour pouvoir comparer les différents résultats, les valeurs sont la moyenne des résultats obtenus sur les 4 faces. Remarque : Les distributions fines pour les assemblages 1 et 95 sont issues d'un calcul fin, crayon par crayon du réacteur.

Les écarts que l'on constate, entre les assemblages 95 et 1 sont dues à l'importance du gradient macroscopique de l'assemblage 1 (45 %) et sont limités à moins de 2 %.

La distribution microscopique des sources ^{134}Cs est bien représentée par les valeurs issues du multicellule Apollo /19/.

Les hypothèses faites précédemment sur la répartition du taux de combustion dans les crayons d'un assemblage se trouvent donc justifiées sur le cycle 6 de la C.N.A., nous les appliquerons à l'ensemble des cycles du réacteur C.N.A. et à l'ensemble des P.W.R.

3.4 CALCUL DE LA FORMATION DES PRODUITS DE FISSION EN CHAQUE POINT DE L'ASSEMBLAGE

La spectrométrie gamma sur assemblage privilégie la première rangée de crayons ; ceux-ci pouvant représenter plus de 50 % du taux de comptage ; il est donc nécessaire de bien connaître leurs caractéristiques neutroniques. Du fait de la structure des assemblages, particulièrement ceux de la C.N.A. (boîtier, lame d'eau, trou d'eau, croix de contrôle, épaisseur des gaines .....) les sections efficaces varient d'un crayon à l'autre et de ce fait il est important de connaître l'influence de ces variations sur la formation des césiums.

Nous avons effectué une étude sur les assemblages du réacteur C.N.A., d'enrichissement 4.2 % ; ces assemblages présentent des hétérogénéités importantes au niveau des premières rangées de crayons dues à la présence des croix de contrôle (Cf. figure 12). Pour cela, nous avons considéré une "super cellule" constituée des 4 assemblages entourant la croix de contrôle, et, réparti les crayons entourant les grappes de contrôle en 7 types de cellule (figure 13). Nous avons fait évoluer cette "super cellule" à l'aide du code APOLLO /19/ avec l'option multi-cellule. Apollo nous donne pour chaque step d'évolution, les sections efficaces microscopiques d'absorption et de fission des isotopes lourds pour chaque type de cellule. Les figures 14 à 16 donnent les variations de sections efficaces d'absorption du ^{133}Cs en fonction du taux de combustion, pour les 7 types de cellules considérées, ainsi que les sections moyennes "super cellule".

Nous pouvons noter une identité de variations pour chaque type de cellule, et de ce fait le remplacement d'un type de cellule par un autre ou l'utilisation de la section moyenne assemblage ne devrait pas avoir une grande incidence sur la formation du ^{133}Cs. Nous avons fait évoluer dans les mêmes conditions les 7 types de cellule (jusqu'à 30 000 MWJ/t). Nous présentons dans le tableau ci-dessous les résultats obtenus et l'écart par rapport à la cellule moyenne assemblage (les résultats sont donnés en gramme par tonne d'oxyde).

	^{133}Cs	$\frac{\text{Cell-moy}}{\text{moy}}$ %	^{134}Cs	$\frac{\text{Cell-moy}}{\text{moy}}$ %	^{137}Cs	$\frac{\text{Cell-moy}}{\text{moy}}$ %
Cellule moyenne assemblage	933.0		78.56		97.15	
Cellule 2	940.3	+ 0.78	73.80	- 6.06	97.23	+ 0.08
Cellule 3	939.3	+ 0.68	74.35	- 5.35	97.19	+ 0.04
Cellule 4	938.8	+ 0.62	74.70	- 4.91	97.19	+ 0.04
Cellule 5	935.7	+ 0.29	76.68	- 2.39	97.15	0
Cellule 6	936.4	+ 0.36	76.35	- 2.81	97.20	+ 0.05
Cellule 7	932.3	- 0.08	78.95	+ 0.50	97.14	- 0.01

Les effets de spectre n'entraînent pour le ^{133}Cs qu'une erreur maximale de 0,8 % pour la cellule 2, la plus modérée, mais cela représente 6 % sur la formation du ^{134}Cs.

3.5 CALCUL DES FACTEURS DE TRANSMISSION DU RAYONNEMENT γ ENTRE LES SOURCES γ ET LE DETECTEUR

Le code TRAJET /17/ a été spécialement mis au point pour rendre compte de la transmission du rayonnement γ d'une énergie donnée émis dans le combustible d'un assemblage et atteignant le dispositif de collimation en prenant en compte l'atténuation dans les différents matériaux (UO^2, gaines, eau, boîtier).

Pour ces calculs (2 dimensions xy) chaque crayon est découpé en 90 secteurs afin de tenir compte de l'auto-absorption du crayon lui-même. Sur la figure 9 nous présentons le schéma de l'appareillage de mesure.

Du fait de la faible épaisseur de la fente, le détecteur ne reçoit que les gammas émis que par une tranche de l'assemblage. En raison du fort pouvoir d'atténuation de l'UO2, le détecteur ne reçoit qu'une faible partie du rayonnement émis dans sa direction.

A l'atténuation dans le crayon où est situé l'émetteur, s'ajoute l'atténuation dans les autres crayons traversés.

Sur la figure 17, nous présentons la transmission du rayonnement à 796 Kev dans le crayon lui-même, sur les figures 18 à 20 nous donnons la contribution des divers crayons de l'assemblage au comptage effectué sur une face de l'assemblage, pour des gammas d'énergie 605 Kev, 796 Kev, on constate, d'une part que l'auto-absorption dans le crayon est très importante pour ces énergies, d'autre part, l'importance des crayons de première rangée dans le taux comptage (figures 21 à 23).

Pour des lots de fabrication de crayons UO^2 différents, la densité de l'oxyde peut varier de 1 à 2 %, ce qui entraîne une erreur au niveau des transmissions γ inférieure à 0.1 %.

3.6 IMPORTANCE DE LA DISTRIBUTION AXIALE DU TAUX DE COMBUSTION SUR LES CORRELATIONS ETUDIEES

Le résultat d'une mesure est l'intégration, sur toute la hauteur du combustible de l'activité γ émise par celui-ci ; ce qui permet d'obtenir le rapport des intégrales du ^{134}Cs et du ^{137}Cs.

Par ailleurs, le calcul permet de déterminer la corrélation entre le taux de combustion et le rapport des Césiums.

Il est donc nécessaire de déterminer un coefficient pour passer du rapport des intégrales de ^{134}Cs sur ^{137}Cs à l'intégrale du rapport ^{134}Cs sur ^{137}Cs (son incidence peut atteindre 2 à 3 %).

Ce coefficient est déterminé expérimentalement à partir des répartitions multi-échelles du ^{134}Cs et du ^{137}Cs obtenues pour chaque assemblage.

3.7 SYNTHESE DE LA METHODE ET SEQUENCES DES ETAPES DE MISE EN OEUVRE

Les études effectuées pour déterminer la corrélation existante entre le rapport de l'intégrale des aires des raies γ du ^{134}Cs et du ^{137}Cs et le taux de combustion moyen de l'assemblage, nous amènent à la méthode de calcul suivante.

1) Les paramètres nécessaires au calcul de la formation des ^{134}Cs et ^{137}Cs dans chaque crayon seront déterminés à l'aide du code Apollo /19/ option multicellule, en décrivant le plus exactement possible les hétérogénéités au niveau des premières rangées de crayons.

2) La distribution du taux de combustion dans les différents crayons de l'assemblage sera obtenue à partir du calcul Apollo /19/ précédent (l'utilisation d'un code hétérogène à 2 dimensions xy du type DIANE ou EVOE /18/ n'apportant pas de précision significative en ce qui concerne les césiums).

3) A partir de cette distribution du taux de combustion et des sections Apollo valables pour tous les assemblages de mêmes caractéristiques physiques et neutroniques, l'on utilisera le système

KAFKA /20/ qui permet grâce à son module EVOGENE /21/ de faire des calculs paramétriques d'évolution et de prendre en compte de manière très détaillée l'histoire du combustible.

La distribution du taux de combustion au niveau de l'assemblage lors des 3 cycles d'irradiation sera approchée de la manière suivante ; l'histogramme de puissance du réacteur pour chaque cycle et pour tous les assemblages auquel on appliquera un coefficient constant variant de 0,8 à 1,2 pour couvrir toute la gamme des taux de combustion.

4) Les facteurs de transmission γ entre les crayons de l'assemblage et le détecteur sont pris en compte par le code TRAJET /17/ pour une émission de 1 gamma par crayon à l'énergie considérée.

5) A la répartition des sources de ^{134}Cs et ^{137}Cs calculée par le système KAFKA /20/ pour différentes valeurs du taux de combustion de l'assemblage on appliquera les coefficients d'atténuation de chaque crayon pour les énergies considérées.

On obtiendra pour chaque taux de combustion et pour chaque énergie, le taux de comptage τ du détecteur, à une constante expérimentale près :

$$\tau = \Sigma_i \, S_{ij} \, t_{ij}$$

où

S_{ij} est l'activité du crayon ij
t_{ij} est le facteur de transmission ij

Pour chaque valeur moyenne du taux de combustion assemblage nous établirons les rapports suivants :

$R47A = \frac{\tau \ 134 \ A}{\tau \ 137}$

et

$R47B = \frac{\tau \ 134 \ B}{\tau \ 137}$

τ 134 A = Taux de comptage du ^{134}Cs pour les γ de 605 Kev

τ 137 = Taux de comptage du ^{137}Cs pour les γ de 661 Kev

τ 134 B = Taux de comptage du ^{134}Cs pour les γ de 796 Kev

Ces valeurs rapportées à une date donnée seront lissées sur des courbes analytiques afin d'interpoler facilement entre les points de calcul.

6) Le coefficient ρ permettant de passer du rapport de intégrales du ^{134}Cs sur ^{137}Cs à l'intégrale du rapport ^{134}Cs sur ^{137}Cs déterminé à partir des multi-échelles sera appliqué au rapport des aires mesurées pour le R47A et R47B (corrigées du rendement de l'appareillage et de l'intensité des raies). Cette valeur portée sur les courbes analytiques et corrigée de décroissance permettra d'obtenir le taux de combustion moyen de l'assemblage mesuré.

Cette méthode, si elle demande un volume calcul important en amont des mesures, permet d'obtenir le taux de combustion moyen des assemblages dès la fin de la mesure soit en introduisant le rapport mesuré dans une calculatrice de poche, contenant les fonctions analytiques, soit en lecture directe sur le calculateur de mesure, les fonctions analytiques ayant été stockées précédemment.

4. APPLICATION DE LA METHODE DES CORRELATIONS AUX ASSEMBLAGES DU REACTEUR DE LA CENTRALE NUCLEAIRE DES ARDENNES (C.N.A.)

4.1 PRESENTATION DE LA CAMPAGNE DE MESURES

Une campagne de mesures non destructives sur les assemblages du réacteur de la C.N.A. retraités en 1981 a été demandée, afin de garantir qu'il n'y aurait pas de risques de criticité lors de leur dissolution, car l'enrichissement de ces assemblages avant irradiation dépasse celui de la conception de l'usine. Cette campagne s'est effectuée en Juillet 1980 et Février 1981.

La Centrale Nucléaire des Ardennes (C.N.A.) abrite le premier réacteur P.W.R. Français. Ce réacteur a divergé en 1967 et sa puissance est dans la gamme des 900 MW thermique. Par rapport aux réacteurs actuels, les assemblages C.N.A. présentent des particularités importantes :

- les assemblages sont de type 15 x 15 avec un boîtier extérieur pour renforcer la structure de l'ensemble,

- les gaines des crayons sont en acier inoxydable, et afin d'éviter des pics locaux de puissance, certains crayons ont une gaine épaisse pour diminuer le diamètre de la colonne fissile,

- le gainage acier est un poison neutronique et ce choix conduit à un relèvement de l'enrichissement initial : 4.2 % à l'équilibre,

- le contrôle du réacteur est assuré par des croix de contrôle, ce qui entraîne un décrochement sur deux faces adjacentes des assemblages,

- la hauteur de la colonne fissile est limitée à 2,70 m.

Les trois premières charges du réacteur ont été retraitées à l'usine EUROCHEMIC, mais les charges suivantes doivent être retraitées à l'atelier HAO de l'usine de La HAGUE.

Le dimensionnement de cet atelier a été prévue pour le retraitement de combustibles enrichis au maximum à 3.5 %.

Les mesures de spectrométrie gamma effectuées au HAO sur ces assemblages avaient pour objectif principal, de garantir que la quantité de matière fissile restante dans l'assemblage mesuré, restait inférieur à un seuil, fixé en fonction de considérations de criticité.

La mesure d'un assemblage comporte un défilement montée + descente de l'ensemble du dispositif de mesure sur toute la hauteur du combustible et sur deux faces opposées de l'assemblage.

Le spectre acquis est ensuite interprété en taux de combustion et temps de refroidissement par détermination des rapports moyens $^{134}Cs/^{137}Cs$ et $^{144}Ce/^{137}Cs$ sur l'assemblage, après les avoir moyennés sur deux faces opposées pour éliminer les gradients.

La méthode de calcul décrite précédemment a été appliquée pour déterminer le taux de combustion à partir du rapport Césium. La campagne de mesures a porté sur 58 assemblages appartenant aux cycles déchargés en 1974, 1975 et 1976.

4.2 ETUDE DES ASSEMBLAGES EN FONCTION DES CARACTERISTIQUES ANNONCEES

Nous possédons pour les assemblages déchargés à la fin des cycles 4, 5, 6 du réacteur C.N.A., les plans de chargement du coeur /22/, les calculs de distribution de puissance assemblage par assemblage pour différents pas d'irradiation, /22/, des calculs d'épuisement du combustible ainsi que les histogrammes de fonctionnement du réacteur mois par mois /23/.

A partir de ces valeurs nous avons effectué deux études :

- Une étude statistique sur la distribution du taux de combustion des assemblages à la fin de chaque cycle en fonction de l'épuisement moyen du réacteur,

- Une étude sur la sensibilité du ^{134}Cs à l'histoire de la puissance de l'assemblage.

4.2.1 Etude statistique de la distribution des taux de combustion des lots 4-5-6

Le coeur du réacteur C.N.A. est constitué de 112 assemblages, lors des 4 premiers cycles de fonctionnement l'exploitant s'est arrangé pour avoir une loi de chargement simple. Il suffit de connaître un quart de coeur, les trois autres se déduisent par une rotation de $\pi/2$. Les éléments sont chargés 2 par 2 et symétriquement par rapport au centre du coeur et ceci pendant les trois cycles où les assemblages séjournent dans le coeur.

A partir du cycle 5, le chargement est plus complexe il faut connaitre un demi-coeur, la seconde partie se déduisant par rotation de π.

Afin d'illustrer ces remarques nous donnons quelques exemples ; dans la figure 24 pour les assemblages irradiés durant les cycles 2-3-4, si nous regardons les taux de combustion annoncés pour ces assemblages par la centrale :

7	24152 MWJ/t	88	26973 MWJ/t
25	24138 MWJ/t	98	26978 MWJ/t
9	24062 MWJ/t	109	26972 MWJ/t
32	24140 MWJ/t	102	26973 MWJ/t

nous constatons une égalité presque parfaite des taux de combustion ; dans la figure 25 pour les assemblages irradiés durant les cycles 4-5-6, si la symétrie $\frac{\pi}{2}$ reste valable pour certains assemblages, elle ne l'est plus tout à fait pour d'autres. Par contre, dans tous les cas la symétrie π est vérifiée.

85	20340 MWJ/t	87	22100 MWJ/t	80	25050 MWJ/t
5	20600 MWJ/t	84	21590 MWJ/t	93	24990 MWJ/t
1	20340 MWJ/t	99	22100 MWJ/t	90	25050 MWJ/t
0	20600 MWJ/t	02	21590 MWJ/t	77	24990 MWJ/t

Dans les tableaux 4 à 6 nous donnons pour chacune des charges et pour chaque cycle le burnup atteint par les assemblages et la part en % du taux de combustion final.

Les assemblages sont présentés par groupe de 4 en fonction de leur position lors du chargement, dans chaque groupe les assemblages occupent une position décalée de $\frac{\pi}{2}$ par rapport au précédent. Nous constatons que pour le lot 4, la symétrie $\frac{\pi}{2}$ est valable pour l'ensemble de la charge, alors que pour le lot 6 seuls quelques assemblages ont une symétrie $\frac{\pi}{2}$, les autres répondant à une symétrie π.

La répartition des taux de combustion des assemblages par rapport au burn-up moyen du réacteur est sensiblement la même pour les lots 4 et 5 (0,96 et 1,11 du burn-up réacteur), les assemblages étant bien centrés autour du burn-up moyen réacteur, pour le lot 6 les écarts sont beaucoup plus importants (0,85 et 1,13 du burn-up moyen réacteur) le cycle 6 s'étant achevé le 3 Septembre 1976, avant la date prévue, en raison de la sécheresse de l'été et le réacteur a fonctionné à puissance moitié les trois derniers mois.

4.2.2 Intérêts de l'expérience sur les assemblages de la C.N.A.

Cette expérience présente plusieurs points intéressants :

- une validation de la méthode de calcul proposée précédemment sur plusieurs lots d'assemblages, ce qui doit nous permettre d'estimer l'imprécision due à l'utilisation d'une méthode de calcul simplifié par rapport à un calcul exact ; pour un assemblage et un lot d'assemblage,

- une vérification des taux de combustion et des temps de refroidissement par rapport aux valeurs annoncées par la centrale et pour certains assemblages par rapport aux valeurs déterminées par les analyses destructives,

- déterminer la masse de Plutonium présente dans chaque assemblage à partir du taux de combustion obtenu et de la comparer avec les résultats obtenus lors des analyses destructives.

4.2.3 Validation d'une Méthode de Calcul

A partir des renseignements que nous possédions sur les lots 4-5-6 de la C.N.A., nous avons effectué un calcul précis des assemblages caractéristiques de chaque lot, en tenant compte des histogrammes de puissance au niveau de l'assemblage pour chaque cycle. Nous considérerons ces calculs comme référence.

Nous avons appliqué la méthode de calcul simplifié décrite dans le chapitre 3 suivant deux estimations de l'histogramme de puissance au niveau de l'assemblage.

- Une distribution de la puissance durant les trois cycles d'irradiation proportionnelle à la puissance moyenne du réacteur. C'est-à-dire que nous appliquerons un coefficient constant égal, au taux du combustion final assemblage sur le taux de combustion moyen réacteur, à l'histogramme de puissance du réacteur. Nous appellerons "distribution uniforme" cette approximation de la puissance au niveau de l'assemblage

- Une distribution de la puissance durant les trois cycles d'irradiation, proportionnelle à la puissance moyenne du réacteur pondérée par la distribution théorique suivante 0,7 - 1,20 - 1,10, normalisée pour obtenir le taux de combustion moyen réacteur. Pour obtenir les taux de combustion atteint par les assemblages au déchargement, nous appliquerons pour chaque cycle un coefficient égal, au rapport du taux de combustion final assemblage au taux de combustion moyen réacteur. Nous appellerons "distribution théorique" cette approximation de la puissance au niveau de l'assemblage.

La comparaison de ces deux méthodes au calcul de référence est donnée dans les tableaux 8 à 12.

La valeur absolue maximale des écarts individuels est du même ordre. Il est à noter que :

- L'erreur est maximale et positive pour les assemblages de faible taux de combustion, lorsque l'on prend une distribution uniforme du taux de combustion.

- L'erreur est maximale et négative pour les assemblages de taux de combustion élevé dans l'utilisation d'une distribution théorique.

Ceci est dû dans les deux cas à l'estimation faite pour le taux de combustion subit lors du dernier cycle. Nous donnons dans le tableau 13, le taux de combustion atteint effectivement par l'assembalge et le taux de combustion estimé par la méthode "Distribution uniforme" pour les trois lots étudiés. Nous constatons que l'écart sur le rapport des activités Césium est directement corrélé à l'erreur commise sur le burn-up du dernier cycle, et est quasi indépendant du taux de combustion final.

Si l'on considère l'ensemble des assemblages d'un lot, l'écart moyen par rapport au calcul de référence est donné dans le tableau suivant :

	LOT 4		LOT 5		LOT 6	
	Ecart moyen & dispersion 1 σ	Ecart max.	Ecart moyen & dispersion 1 σ	Ecart max.	Ecart moyen & dispersion 1 σ	Ecart max.
Distribution uniforme	+1.32 ± 1,40	+ 3.60	+1.24 ± 1,80	+ 3,78	+2.84 ± 1,85	+ 5,28
Distribution pondérée	-0.06 ± 1,38	- 2.20			-2.33 ± 1,80	- 5,04

Comme le confirme l'étude des lots 4-5-6 de la C.N.A., aucune des méthodes ne présente un avantage déterminant sur l'autre. Si l'on choisit une répartition uniforme du taux de combustion, on surestimera, les taux de combustion atteint par les assemblages les moins irradiés, au plus de 6 % d'après l'étude antérieure, cette erreur demeure néanmoins cohérente avec les demandes des organismes de sûreté. La loi de distribution théorique (70 % - 120 % - 110 %) entraîne une sous-estimation des taux de combustion des assemblages les plus irradiés et par conséquent à une sur-estimation de la masse ^{235}U et une sous-estimation de la masse de Plutonium présente dans ces assemblages.

Le cas référence ne pouvant être appliqué pour l'ensemble des réacteurs PWR susceptibles de fournir des assemblages à retraiter à l'usine de La HAGUE (Distribution de puissance au niveau de l'assemblage non communiquée), il nous faut utiliser une méthode simplifiée de l'histogramme de puissance.

Nous utiliserons par la suite, la loi de "distribution uniforme" du taux de combustion pour les cycles d'irradiation des lots 4-5-6 du réacteur C.N.A.

4.3 DETERMINATION DES TAUX DE COMBUSTION

La méthode de calcul décrite dans le Chapitre 3 a été appliquée aux lots 4-5-6 de la C.N.A.

Nous donnons dans le tableau 14 la valeur des rapports R 47A (raie à 604 Kev du ^{134} Cs/raie 661 Kev du ^{137} Cs), R47B (raie à 796 Kev du ^{134}Cs/raie à 661 kev du ^{137} Cs) et R 44 (raie à 2185 Kev du ^{144} Ce/raie à 661 Kev du ^{137} Cs), au 1 Juillet 1980 (date prise comme référence) en fonction du taux de combustion, pour chacun des 3 lots.

Ces valeurs sont une moyenne des résultats calculés pour deux faces opposées de l'assemblage (l'une présentant un décrochement lié aux croix de contrôle). Ces valeurs ont été lissées sur des fonctions analytiques afin de pouvoir interpoler facilement en fonction des différents points de mesure. Les coefficients sont donnés dans le tableau 14.

Nous ne retiendrons que les taux de combustion déterminés avec la raie à 796 Kev du ^{134} Cs (R47B). En effet, l'écart systématique constaté entre les valeurs du taux de combustion déterminées à partir des deux raies gammas du ^{134} Cs, est dû à la présence des deux raies à 601 et 606 Kev du ^{125} Sb qui déforme les bases du pic du ^{134} Cs. Les programmes de dépouillement que nous avons utilisés séparent mal ces pics, pour les campagnes futures de mesure, il est prévu d'écrire pour le calculateur TRACOR, un code simple d'emploi mais plus performant.

4.3.1 Comparaison avec les taux de combustion annoncés par la centrale

Les résultats obtenus lors de cette campagne sont regroupés par cycle dans les tableaux 15 à 17 et comportent :

- une identification de l'assemblage par son numéro, les faces mesurées (numérotées de 1 à 4), le taux de combustion annoncé par la centrale,

- la date de mesure (les résultats donnés dans ces tableaux sont tous ramenés à la date de référence),

- les taux de combustion déterminés à partir du rapport des aires Césiums, R 47B ainsi que les écarts par rapport à la valeur annoncée par la centrale,

- l'écart en jours entre la date d'arrêt du réacteur déterminée par le rapport $^{144}Ce/^{137}Cs$ et la date d'arrêt effective du réacteur.

Les valeurs expérimentales utilisées sont les taux de comptage, corrigés pour prendre en compte :

- l'écart entre la date de la mesure et la date de référence,
- le facteur de branchement de la raie considérée,
- le rendement de l'appareillage.

Les rapports ainsi obtenus ne nécessitent aucune normalisation (pas d'assemblage de référence) pour être comparés aux valeurs calculées.

Comme nous le verrons au paragraphe suivant les comparaisons expériences-calculs effectuées sur les analyses par spectrométrie gamma réalisées sur les dissolutions d'assemblages C.N.A. présentent en moyenne un écart systématique avec les valeurs mesurées ; nous pensons qu'il est dû à la section efficace de capture du Cs 133 et nous avons corrigé celle-ci de + 10 % de manière à recaler nos calculs.

Pour les 58 assemblages étudiés, les écarts individuels sur les taux de combustion mesurés par rapport aux valeurs annoncées par la centrale sont toujours inférieurs à 10 %.

Les résultats obtenus satisfont les objectifs de la campagne : répondre au souci des autorités de Sûreté en vérifiant que les assemblages ont effectivement atteint un taux de combustion suffisant pour que la matière fissile résiduelle ne conduise pas à un risque de criticité.

Des difficultés expérimentales ne nous ayant pas permis de déterminer les coefficients correctifs axiaux pour tous les assemblages, nous avons appliqué à l'ensemble des lots, les coefficients déterminés pour le lot 4 ; ceci peut introduire une erreur de + 1 à + 2 % sur les lots 5 et 6.

Lors du cycle 5, le réacteur de la C.N.A. a été porté à une puissance thermique de 1050 MW, ce qui, compte tenu des principes de pilotage de ce réacteur, a entraîné une modification de la température de l'eau et donc du rapport de modération. Cette perturbation n'a pas été prise en compte dans le calcul des sections efficaces. Nous estimons à + 1 à 2 % l'erreur commise sur la formation du ^{134}Cs pour les cycles 5 et 6.

L'étude du lot 6, où tous les assemblages enrichis à 4,2 % ont été mesurés par spectrométrie gamma, montre un écart moyen de + 5,4 % qui peut se décomposer comme suit :

+ 3.2 % imputable à l'utilisation d'une loi simplifiée de la distribution de puissance dans les assemblages,

+ 1 à 2 % dû à la correction axiale,

+ 2 % dû à la modification du rapport de modération lors des cycles 5 et 6.

Les assemblages 2101 et 2085, sont des assemblages contenant une source Sb Be, qui durant leur trois cycles d'irradiation ont toujours eu la même face côté réflecteur. La moyenne de deux faces opposées ne corrige pas totalement le gradient radial important de ces assemblages (> 45 %).

Les assemblages mesurés du lot 5, sont exceptés les assemblages enrichis à 4 %, les moins irradiés du lot.

L'écart moyen pour les assemblages enrichis à 4,2 % mesurés de ce lot est de + 5,2 % il se décompose comme suit :

+ 3 % dû à la loi de distribution du taux de combustion prise dans le calcul,

+ 1 à 2 % dû au coefficient de correction axial,

+ 1 % dû à la modification des conditions de fonctionnement du réacteur lors du cycle 5.

Les assemblages mesurés du lot 4 ont un enrichissement initial de 4 %.

L'écart moyen pour ces assemblages est de - 2,18 %. La détermination du temps de réfroidissement est réalisée avec une incertitude de 3 mois pour des temps de désactivation de 7 ans. Ainsi, on élimine tout risque de confusion entre des assemblages présents ensemble dans la piscine mais déchargés à des dates différentes.

Les valeurs annoncées pour la centrale ont une imprécision de ± 5 %. Les incertitudes dues à la spectrométrie gamma sont de deux ordres ; une incertitude expérimentale (< 2 % dans la majorité des cas) et une incertitude liée au calcul reposant en grande partie sur l'approximation de l'histogramme de puissance au niveau de l'assemblage (inférieur à 5 %).

Nous observons par conséquent, un bon accord pour les assemblages des lots 4-5-6 entre les valeurs annoncées pour la centrale et les valeurs déterminées par la spectrométrie gamma.

4.3.2 Ecarts avec les taux de combustion déterminés à partir des analyses destructives

Les lots 4 et 5 et trois assemblages du lot 6 ont été dissous dans l'atelier H.A.O. de La HAGUE. A chaque dissolution correspond une analyse isotopique de l'Uranium et du Plutonium. Le taux de combustion peut être déterminé par les corrélations isotopiques /24/.

Chaque dissolution comprend 1 à 2 assemblages du même lot. Nous donnons dans le tableau 18 les écarts obtenus entre le taux de combustion déterminé à partir de la spectrométrie gamma et le taux de combustion déterminé à partir des analyses destructives.

Les écarts moyens par lot et la dispersion en 1 sigma sont donnés dans le tableau ci-après :

Ecart % sur Taux de Combustion	LOT 4	LOT 5	LOT 6
$\frac{\text{Spectro } \gamma - \text{Correl}}{\text{correl}}$	+0,41 ± 1,83	+7,05 ± 2,05	+8,8 ± 2,25
$\frac{\text{Spectro } \gamma - \text{Centrale}}{\text{centrale}}$	-2,18 ± 1,79	+ 4,5 ± 3,02	+5,4 ± 2,42
$\frac{\text{Centrale - Correl}}{\text{correl}}$	+3,03 ± 0,96	+ 2,6 ± 1,32	+4,6 ± 1,6

Nous constatons, pour les analyses destructives par rapport aux valeurs annoncées par la centrale, un écart d'environ 3 % (l'écart du lot 6 ne portant que sur deux dissolutions, n'est pas significatif). Cet écart concorde avec l'étude effectuée sur 400 dissolutions /24/ à l'usine H.A.O. de La HAGUE et pourrait provenir d'une mauvaise valeur dans les calculs, des énergies moyennes libérées par fission /24/.

Les remarques faites lors de la comparaison avec les valeurs annoncées par la centrale restent valables. On constate, dans la limite de précision discutée plus haut, une bonne cohérence entre les valeurs mesurées par une technique non destructive et les valeurs déterminées par corrélation /24/ à partir des analyses destructives.

4.3.3 Bilan en isotopes fissiles

Par la spectrométrie gamma, on mesure une quantité sensiblement proportionnelle au taux de combustion. Or, en fait la grandeur effectivement recherchée est la masse de Plutonium contenue dans l'assemblage. Il y a lieu d'étudier la sensibilité de la masse de Plutonium à une variation du rapport Césium mesuré, donc au taux de combustion.

Nous donnons dans la figure 24, l'évolution de la masse du Plutonium en fonction du taux de combustion pour des combustibles enrichi à 4 et 4,2 % en ^{235} U initial. Nous constatons qu'une erreur de 10 % sur le taux de combustion entraîne une erreur de 6,5 % sur la masse du Plutonium, pour une gamme de taux de combustion comprise entre 20 000 et 28 000 MWJ/t.

La précision recherchée sur la masse de Plutonium contenue dans un lot d'assemblages étant de 1 %, cela signifie que le taux de combustion devra être déterminé à mieux de 2 %.

Nous avons introduit les taux de combustion déterminés par spectrométrie gamma dans une corrélation reliant la masse totale du Plutonium au burn-up pour les temps de refroidissement considérés. Nous avons utilisé les calculs "assemblage moyen" décrits dans la seconde partie pour calculer les masses du Plutonium /24/.

Nous présentons dans le tableau 19 pour les trois lots, les masses de Plutonium obtenues pour les dissolutions contenant des assemblages mesurés par spectrométrie gamma. Nous donnons ; les masses de Plutonium déterminées par le bilan gravimétrique sur les dissolutions ; les masses de Plutonium obtenues à partir du taux de combustion donné par la spectrométrie gamma.

Dans le tableau suivant nous présentons pour chaque lot l'écart moyen et la dispersion en 1 sigma.

Ecart % sur la masse de Plutonium	LOT 4	LOT 5	LOT 6
$\frac{Pu(I\gamma) - Pu\ (Gravi)}{Pu\ (Gravi)}$	-2,13 ± 1,09	+0,12 ± 1,13	+2,73 ± 2,38
$\frac{Pu(I\gamma) - Pu(centrale)}{Pu(centrale)}$	-0,35 ± 1,03	+3,80 ± 1,48	+4,09 ± 1,49
$\frac{Pu(centrale) - Pu\ (Gravi)}{Pu(Gravi)}$	-1,87 ± 0,81	-3,54 ± 0,96	-1,31 ± 1,25

Ces résultats appellent quelques précisions :

- Le formulaire "Assemblages moyen" a été ajusté /25/ de manière à obtenir par le calcul, la masse totale du Plutonium mesurée lors des analyses destructives (compte tenu d'une sous-estimation de 2 à 3 % du taux de combustion par le calcul).

- L'écart moyen sur le taux de combustion déterminé par spectrométrie gamma et le taux de combustion obtenu à partir des analyses destructives était de : + 0,4 % pour le lot 4,
  : + 7,5 % pour le lot 5,
  : + 8,8 % pour le lot 6.

  ce qui aurait dû entraîner un écart moyen sur la masse de Plutonium de

  : + 0,4 % pour le lot 4,
  : + 2,6 % pour le lot 5,
  : + 3,7 % pour le lot 6.

Nous constatons un écart expérience calcul de - 2,5 % pour les lots 4 et 5 (le lot 6 ne comportant que deux dissolutions n'étant pas significatif).

- Cet écart de - 2,5 % se retrouve également entre la masse du Plutonium déterminée par les corrélations isotopiques sur les analyses dissolveurs et le bilan gravimétrique.

- La même tendance apparaît dans les écarts avec les valeurs annoncées par la centrale. Ce qui laisse supposer une mauvaise prise en compte des particularités de ce réacteur dans les calculs.

5. APPLICATIONS FUTURES DANS LES USINES DE RETRAITEMENT

La méthode d'interprétation de la spectrométrie gamma décrit dans le Chapitre 3 peut s'appliquer à tous types de combustible PWR. Les résultats obtenus devraient être de meilleures qualités que ceux obtenus pour les assemblages de la C.N.A. pour les raisons suivantes :

- la géométrie des assemblages de type PWR classique est plus simple (pas de décrochement de croix de contrôle, pas de boîtier extérieur),

- le gainage zircaloy permet un enrichissement du combustible à l'équilibre voisin pour tous les types de réacteurs,

- la hauteur de la colonne fissile est plus importante ($\simeq$ 380 cm au lieu de 270 cm pour C.N.A.) ce qui diminue l'importance du gradient axial,

- l'absence de croix de contrôle, donc de dissymétrie de l'assemblage, permet une meilleure gestion du combustible durant l'irradiation. Le gradient radial devenant par conséquent moins important,

- les taux de combustion moyens atteint par les PWR à l'équilibre sont voisins de 33 000 MWJ/t.

Pour ces taux de combustion une imprécision de 10 % sur le burn-up n'entraîne qu'une erreur de 4 % sur la masse totale de Plutonium.

Une nouvelle campagne de mesures, prévue en début 1983, sur des combustibles de type PWR classique devrait confirmer ces hypothèses.

6. CONCLUSION

La campagne de mesures effectuée sur 58 assemblages du réacteur C.N.A. en 1980-1981 a permis d'atteindre les objectifs poursuivis.

Au niveau des résultats des mesures on a pu constater (à mieux que 10 % près), la bonne cohérence entre les valeurs mesurées et les valeurs annoncées par la centrale.

Il en est de même pour les temps de refroidissement où la précision sur les mesures (< à 4 mois, en temps de refroidissement) nous a permis de contrôler même pour des assemblages ayant 7 ans de désactivation qu'il n'y avait pas de confusion possible sur le cycle de déchargement des assemblages.

Ces campagnes ont d'autre part, démontré la faisabilité de ce type de mesures dans un environnement industriel, et les précisions que l'on pouvait atteindre en effectuant des mesures dans un temps limité (de l'ordre d'une demi-heure).

La méthode de calcul permettant d'établir la relation existante entre le rapport $^{134}Cs/^{137}Cs$ et le taux de combustion, demande un volume important de calculs en amont des mesures (pour chaque type de combustible), mais permet d'obtenir le taux de combustion moyen des assemblages dès la fin de la mesure.

* La détermination de la masse de Plutonium présente dans les assemblages à partir des mesures gammas est directement liée à la précision obtenue sur les mesures.

La méconnaissance d'un certain nombre de paramètres, au niveau de l'assemblage, nous obligeant à utiliser une méthode simplifiée pour décrire l'histoire de la puissance durant l'irradiation, la précision que l'on peut espérer au niveau de la détermination du taux de combustion moyen d'un lot ne pourra dépasser 95 %.

Les objectifs visés étant une imprécision de 1 % sur la masse totale du Plutonium, il sera nécessaire d'associer un autre type de mesure à la spectrométrie gamma. Nous verrons dans la seconde partie de cette thèse, l'apport des mesures du flux neutronique pour l'obtention de ce paramètre.

Ceci est d'autant plus important que la relation Plutonium total et taux de combustion peut être faussée (cette relation est sensible aux variations du spectre ...).

L'application de cette méthode aux assemblages de la C.N.A. appelle plusieurs remarques :

- L'expérience acquise devrait permettre d'améliorer la technique de mesure et la méthode de dépouillement et ainsi de réduire le temps de mesure.

- Les écarts observés entre le taux de combustion calculé et le taux de combustion déterminé à partir des mesures destructives sont inférieurs à 10 %. La précision sur le taux mesuré devrait pour les asssemblages des PWR actuels être meilleure car le réacteur de la C.N.A, du fait de la présence de boîtiers et de décrochements pour le passage des croix de contrôle est pénalisant par rapport aux assemblages PWR actuels.

- La mesure sur des assemblages ayant des temps de refroidissement plus courts devrait améliorer nettement les précisions sur la détermination du temps de refoidissement.

2 EME P A R T I E

DETERMINATION DE LA MASSE DE PLUTONIUM CONTENUE DANS LES ASSEMBLAGES A PARTIR DE LA MESURE DU FLUX NEUTRONIQUE EMIS

INTRODUCTION

La mesure du flux neutronique pour déterminer la quantité de Plutonium présente dans les assemblages irradiés est une méthode particulièrement attrayante pour différentes raisons.

- la mesure du flux neutronique est moins sensible que la spectrométrie gamma aux premières rangées de crayons (la contribution au comptage total des crayons internes est voisine de celle des crayons externes),

- l'appareillage nécessaire est relativement simple puisqu'il ne requiert qu'un détecteur, et une électronique rudimentaire,

- la mesure s'effectuant sur des combustibles ayant plus de trois ans de désactivation, la source neutron est constituée uniquement par les fissions spontanées et les réactions (α, n) sur l'oxyde d'Uranium et les principaux isotopes émetteurs de neutrons sont ^{244}Cm pour des taux de combustions élevés et le ^{244}Cm et ^{240}Pu pour les taux de combustion faibles.

Cependant, la mesure du flux neutronique émis par les assemblages ne permet pas la mesure directe de la masse de Plutonium qu'ils contiennent. Il est nécessaire d'établir des relations calculées entre le flux mesuré et la masse de Plutonium présente. Ces relations calculées nécessitent le développement de formulaires pour les différents types de combustible.

De plus, cette méthode de mesures présente une difficulté expérimentale, l'étalonnage de l'appareillage de détection (type de difficulté que l'on avait pu contourner en spectrométrie gamma par la mesure de rapports d'activités).

Une autre méthode dite "mesure" active du flux neutronique a été étudiée par différents laboratoires étrangers /26/, /27/ et /28/. Cette méthode utilise une source étalon de ^{252}Cf et permet d'obtenir une information directe sur la masse de matière fissile contenue dans les assemblages. Les résultats obtenus sont de bonne qualité (écarts < 5 %

sur la masse fissile) mais la taille et le coût du dispositif expérimental, alliés aux problèmes d'étalonnage, limitent son utilisation et ne permettent pas actuellement d'applications industrielles.

Nous allons étudier dans cette thèse, la mesure passive du flux neutronique en nous attachant plus particulièrement à expliciter les composantes du flux neutronique et les corrélations existantes entre l'émission neutronique et la masse de Plutonium pour des assemblages ayant subi des taux de combustion supérieurs à 20000 MWJ/t.

Nous appliquerons les corrélations obtenues, aux mesures de flux neutronique effectuées lors de la campagne de mesure par spectrométrie gamma sur les assemblages de la C.N.A. en Juillet 1980 et Février 1981.

2. DESCRIPTION DES PHENOMENES NEUTRONIQUES

2.1 ORIGINE DE L'EMISSION NEUTRONIQUE

Pour des assemblages hors réacteur, les neutrons émis par le combustible peuvent provenir soit :

- de fissions spontanées,
- de réaction de type (α, n) sur l'oxyde d'uranium.

Remarque Pour des temps de désactivation courts des réactions photoneutroniques sur le deutérium contenu dans le modérateur produisent des neutrons (gammas de 2.4 Mev du ^{140}La par exemple).

Ces neutrons peuvent à leur tour provoquer des fissions induites sur les isotopes lourds fissiles ou fertiles.

Les isotopes de l'uranium présents dans le combustible frais des réacteurs nucléaires, sont de faibles producteurs de neutrons. Lorsque l'on brûle l'uranium dans un réacteur, on produit du plutonium et des actinides "mineurs" dont certains appelés transplutoniens s'avèrent d'importants producteurs de neutrons comme le montre le tableau (20).

Les mesures de flux neutronique émis par les assemblages irradiés étant effectuées après une période de désactivation supérieure à trois ans, nous pourrons dans cette thèse négliger les réactions photoneutroniques et n'étudier que les deux composantes principales de l'émission neutronique ; la fission spontanée et les réactions (α, n) sur l'oxyde.

2.1.1 Composantes de l'émission neutronique

2.1.1.1 La fission spontanée

La fission de certains isotopes lourds (Z > 90) peut être spontanée, c'est-à-dire qu'elle peut se produire sans apport d'énergie extérieure (par opposition avec la fission induite qui est provoquée par l'impact sur le noyau d'un projectile, généralement un neutron).

Cette réaction est favorisée pour les actinides de noyau pair-pair et de numéro atomique Z > 93. Cependant, pour Z > 90, tous les noyaux présentent une fission spontanée de période plus ou moins grande /12/.

En raison de sa nature spontanée, le phénomène est caractérisé par les quantités suivantes :

a) la constante de désintégration (ou demi-vie) pour la fission spontanée,

b) le nombre moyen de neutrons (ν) émis par fission,

c) la distribution énergétique des neutrons issus de la fission.

Les résultats de compilations récentes des périodes de désintégration par fission spontanée sont regroupés dans le tableau (20) avec les valeurs des nombres moyens de neutrons prompts émis ; ces valeurs sont issues des travaux de BLACHOT et Ch. FICHE /29/.

Le spectre neutronique des neutrons prompts de fission spontanée est similaire à celui des neutrons émis dans la fission induite /25/.

2.1.1.2 Les neutrons des réactions (α, n)

Nous nous intéresserons dans cette thèse, uniquement aux réactions (α, n) dans des combustibles oxyde. Ces réactions ont lieu sur l'oxygène car les autres nucléides sujets aux réactions (α,n) ne sont présent qu'à l'état de traces.

Les particules alpha provenant des actinides peuvent à leur passage dans la matière, être capturées avec émission de neutrons. La réaction est du type :

$$X\ (z,a) + \alpha \rightarrow X\ (z+2,\ a+3) + n$$

Cette réaction importante pour certains noyaux légers est due au fait que, pour les atomes légers, la répulsion coulombienne est plus faible. On peut s'attendre à des réactions (α,n) particulièrement énergétiques et intenses lorsque le noyau produit est du type "Z" pair et "A-Z" pair (^{13}C, ^{9}Be, ^{19}F etc ...).

Dans le combustible nucléaire en oxyde d'uranium cette réaction a lieu avec les isotopes ^{17}O et ^{18}O de l'oxygène. (La réaction avec l'^{16}O est impossible car elle est trop endothermique Q = - 11,9 Mev).

Les abondances isotopiques de ^{17}O et ^{18}O sont respectivement de 0,037 % et 0,204 %. Cette abondance est peu modifiée lors de l'irradiation du combustible (σc 2200 m $^{16}O \simeq$ 0,12 mb). Les réactions avec l'oxygène 17 et l'oxygène 18 sont les suivantes /23/.

$$^{17}O + {}^{4}He \rightarrow {}^{21}Ne \rightarrow {}^{20}Ne + n + Q \qquad (Q \simeq 0{,}56\ Mev)$$

$$^{18}O + {}^{4}He \rightarrow {}^{22}Ne \rightarrow {}^{21}Ne + n + Q \qquad (Q \simeq 0{,}7\ Mev)$$

Les valeurs des rendements de la réaction (α,n) sur les isotopes de l'oxygène, diffèrent de 30 à 50 % suivant les auteurs /29/ /30/ /31/ /32/. Nous donnons dans les tableaux (20-21) les quantités de neutrons émis par cette réaction par gramme d'isotope d'après /29/ et /30/.

Nous constatons que par gramme de nucléïde les émetteurs principaux sont le ^{242}Cm, ^{236}Pu, ^{238}Pu, ^{242}Am et les californium 250 et 252. En réalité, les neutrons émis par un nucléide dépendent de l'énergie des alphas, et du taux de désintégration alpha (période Alpha et concentration isotopique).

Nous donnons dans le tableau suivant pour ces nucléïdes et par gramme, la répartition de l'émission neutronique entre la fission spontanée et les réactions (α, n).

Nous avons également fait figurer les incertitudes existantes. Les valeurs des réactions (α,n) adoptées ici pour l'UO_2 sont celles de BAIR et DEL CAMPO /30/.

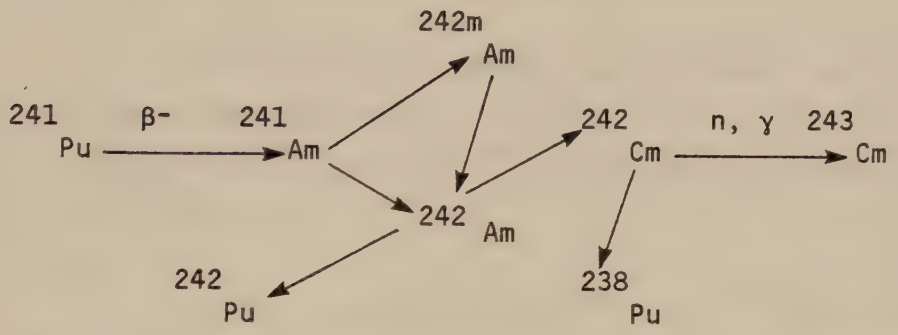
	NEUTRONS DE FISSION SPONTANEE	NEUTRONS REACTIONS (α,n) SUR OXYDE	EMISSION NEUTRONIQUE
^{238}Pu	$(2,576 \pm 0,14)\ 10^3$	$(1.6406 \pm 0,5)\ 10^4$	$1,898 \pm 0,514\ 10^4$
^{239}Pu	$0,0217 \pm 0,02$	$44,84 \pm 15,3$	$44,86 \pm 15,3$
^{240}Pu	$888,75 \pm 1,12$	$168,65 \pm 50,2$	$1057,40 \pm 51,32$
^{242}Pu	$1663,36 \pm 13,52$	$2,12 \pm 0,6$	$1665,48 \pm 14,12$
^{241}Am	$1,30 \pm 0$	$3486 \pm 1390,0$	3487 ± 1390
^{242}Cm	$(2,0933 \pm 0,045)10^7$	$(4,7219 \pm 2,2)\ 10^6$	$(2,5655 \pm 0,265)\ 10^7$
^{244}Cm	$(1,0812 \pm 0,005)10^7$	$(8,9815 \pm 3,29)\ 10^4$	$(1,0902 \pm 0,008310)10^7$
^{246}Cm	$(2,4211 \pm 0,46)\ 10^6$	$267,2 \pm 96$	$(9,4211 \pm 0,4610)\ 10^6$
^{250}Cf	$(1,0965 \pm 0,5)\ 10^{10}$	$(1.39574 \pm 0,62)\ 10^6$	$(1.0965 \pm 0.05)\ 10^{10}$
^{252}Cf	$(2,3111 \pm 0,004)10^{12}$	$(6,8656 \pm 3,39)\ 10^5$	$(2.3111 \pm 0,004)\ 10^{12}$

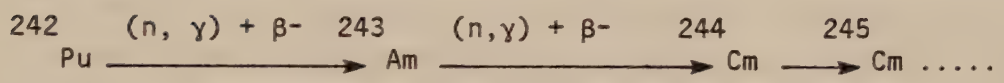
Les incertitudes sur l'émission neutronique sont faibles pour le ^{244}Cm et ^{252}Cf (5 ‰) et de l'ordre de 2 à 5 % pour le Californium 250 et ^{242}Cm et ^{246}Cm et ^{240}Pu ; elles deviennent très importantes pour le autres isotopes du Plutonium et ^{241}Am (30 à 50 %).

2.1.2 Formation et Importance des Transplutoniens

2.1.2.1 Formation des Transplutoniens

Les transplutoniens se forment à partir de deux isotopes du Plutonium les ^{241}Pu et ^{242}Pu suivant les deux voies principales décrites ci-après :





a) $^{241}Am \longrightarrow ^{242}Am \longrightarrow ^{242}Cm \longrightarrow ^{243}Cm$

La seule voie de formation de ^{241}Am est la décroissance du ^{241}Pu (14,7 ans de période) /13/.

La quantité de ^{241}Pu présente dans le combustible dépend des conditions de l'irradiation (puissance de fonctionnement, durée des arrêts) et influence de façon très sensible la formation de ^{241}Am et par là même, l'évolution de l'ensemble des actinides de la chaîne du ^{241}Pu est liée à l'histoire puissance du réacteur.

Le ^{241}Am donne par capture neutronique du ^{242}Am soit dans son état fondamental (72 %) /15/ de très courte période ($T^{1/2}$ = 16 h) soit dans son état méta-stable (18 %) /15/ de période (T 1/2 $\simeq$ 152 ans).

^{242}Am (état fondamental) décroit à raison de 83 % (décroissance β-) en ^{242}Cm et 17 % (capture électronique) en ^{242}Pu /21/. C'est la seule voie de formation du ^{242}Cm. Le ^{242}Cm est l'émetteur neutronique le plus important au cours des premiers mois qui suivent l'arrêt du réacteur. Sa période alpha de 162,8 jours /13/ le fait décroitre en ^{238}Pu.

Par capture le ^{242}Cm donne du ^{243}Cm qui donne du ^{244}Cm (avec une section $\sigma c/\sigma f_5 = 0,11$ pour un réacteur PWR). Pour un combustible de même caractéristique, la formation de ^{243}Cm sera d'autant plus élevée que le flux total sera important ; en pratique dans un réacteur PWR moins de 1 % de ^{242}Cm donne du ^{243}Cm.

b) $^{242}Pu \longrightarrow {}^{243}Am \longrightarrow {}^{244}Cm$ etc ...

L'^{243}Am provient presque exclusivement de la capture du ^{242}Pu après décroissance β^- du ^{243}Pu (période de 5,4 h). Il donne par capture neutronique du ^{244}Am (période 10,1 heures) /13/ qui décroit en ^{244}Cm.

De par les périodes du ^{242}Pu, et ^{243}Am, cette chaîne est peu sensible à l'histoire de la puissance du réacteur et pour des temps de refroidissement supérieurs à 30 mois, elle est la plus importante productrice de neutrons (> 96 %).

Cette chaîne donne naissance aux isotopes supérieurs du Curium et aux isotopes du Californium par captures successives. L'importance de ces isotopes dans les combustibles de type PWR, est très faible (< µ gramme/Tonne de combustible initial) et seul le ^{246}Cm participe à l'émission neutronique.

Dans chacune de ces chaînes, l'émetteur principal de neutrons est un isotope du Curium. L'importance de l'émission neutronique dépend par conséquent de la quantité de Curium, présente dans le combustible au moment de la mesure.

2.1.2.2 Importance des transplutoniens

Nous donnons sur les figures (27 à 30) pour un combustible de type PWR enrichi à 3,5 % en ^{235}U, l'émission neutronique totale et la contribution des émetteurs principaux, pour des taux de combustion compris entre 12000 et 36000 MWJ/t et des temps de refroidissement allant jusqu'à 17 ans.

Pour des taux de combustion voisins de 12000 MWJ/t, la répartition de l'émission neutronique est complexe, et pour les temps de refroidissement qui nous préoccupent le ^{244}Cm représente moins de 50 % du total. De plus, l'émission neutronique n'est plus proportionnelle au ^{244}Cm. La répartition de l'émission neutronique entre la fission spontanée et les réactions (α, n) sur l'oxygène est très différente de celle obtenue pour des taux de combustion supérieurs à 20000 MWJ/t (voir tableau).

Pour des taux de combustion supérieurs à 20000 MWJ/t et des temps de refroidissement supérieurs à trois ans, l'émission neutronique totale ne dépend pratiquement plus que de l'émission neutronique du ^{244}Cm et l'on peut relier directement l'émission neutronique totale à la quantité de ^{244}Cm présente dans le combustible (Cf. tableau suivant).

Les combustibles qui seront mesurés à l'usine de retraitement de La HAGUE, auront, de par les consignes d'exploitation, plus de trois ans de refroidissement. Les taux de combustion atteints par les combustibles PWR, hormis le cycle de démarrage, dépassent 20 000 MWJ/t, nous pourrons par conséquent appliquer cette relation à la presque totalité des assemblages PWR.

Nous n'étudierons pas dans cette thèse, les corrélations entre l'émission neutronique et la masse de plutonium pour des taux de combustion inférieurs à 20 000 MWJ/t, nous utiliserons pour ces taux de combustion, la relation Plutonium-taux de combustion définie dans la première partie.

Nous donnons dans le tableau ci-après, la répartition de l'émission neutronique entre les différents nucléïdes émetteurs de neutrons, pour un combustible de type PWR enrichi à 3,5 % en ^{235}U et ayant trois années de refroidissement.

COMPOSITION DE L'EMISSION NEUTRONIQUE D'UN COMBUSTIBLE
P.W.R. ENRICHI A 3.5 % - REFROIDISSEMENT 3 ANS -

	12 000 MWJ/t			33 000 MWJ/t		
	TOTAL	(F - S)	(α, n)	TOTAL	(F - S)	(α, n)
^{238}Pu	$2.23\ 10^{5}$	$3.027\ 10^{4}$	$1.928\ 10^{5}$	$2.940\ 10^{6}$	$3.99\ 10^{5}$	$2.541\ 10^{6}$
^{239}Pu	$1.546\ 10^{5}$	37.90	$1.545\ 10^{5}$	$2.242\ 10^{5}$	55.0	$2.242\ 10^{5}$
^{240}Pu	$6.533\ 10^{5}$	$5.491\ 10^{5}$	$1.042\ 10^{5}$	$2.064\ 10^{6}$	$1.735\ 10^{6}$	$3.292\ 10^{5}$
^{242}Pu	$4.775\ 10^{4}$	$4.769\ 10^{4}$	60.78	$7.195\ 10^{5}$	$7.186\ 10^{5}$	$9.158\ 10^{2}$
^{241}Am	$1.379\ 10^{5}$	51.39	$1.378\ 10^{5}$	$6.619\ 10^{5}$	$2.467\ 10^{2}$	$6.617\ 10^{5}$
^{242}Cm	$1.310\ 10^{5}$	$1.069\ 10^{5}$	$2.411\ 10^{4}$	$3.102\ 10^{6}$	$2.531\ 10^{6}$	$5.709\ 10^{5}$
^{244}Cm	$1.349\ 10^{6}$	$1.337\ 10^{6}$	$1.111\ 10^{4}$	$2.311\ 10^{8}$	$2.292\ 10^{8}$	$1.904\ 10^{6}$
Emission Totale	$2.701\ 10^{6}$	$2.073\ 10^{6}$	$6.248\ 10^{5}$	$2.412\ 10^{8}$	$2.348\ 10^{8}$	$6.238\ 10^{6}$

Ce tableau montre que pour des taux de combustion correspondant à ceux des assemblages d'un réacteur à l'équilibre, le ^{244}Cm représente 96 % des neutrons émis, et que les fissions spontanées participent pour 97,5 % à l'émission neutronique totale. Les incertitudes sur la valeur des rendements (α, n) sur l'oxyde, données précédemment (de 30 à 50 %) n'entraîneront qu'une erreur maximale de 1,2 % sur l'émission neutronique totale.

Pour des taux de combustion voisins de 12 000 MWJ/t le ^{244}Cm représente environ 50 % de l'émission neutronique et les fissions spontanées participent seulement à 76,8 % à l'émission neutronique totale. L'incertitude due aux valeurs des rendements (α, n) est alors de l'ordre de 13 %.

2.1.2.3 Sensibilité de la concentration des Transplutoniens aux paramètres neutroniques

Nous venons de mettre en évidence, l'importance de la connaissance de la masse de ^{244}Cm formée durant l'irradiation. Les principales incertitudes pour cet isotope sont liées, aux sections efficaces utilisées.

Nous avons effectué une étude, à l'aide du système KAFKA /20/ sur l'effet de la variation des sections efficaces de capture et de fission des précurseurs du ^{244}Cm /34/.

Les variations de sections considérées pour l'étude de sensibilité sont supérieures aux incertitudes actuellement admises d'un facteur 2 environ.

Ces calculs ont été effectués en conservant constante l'énergie totale dégagée par le combustible.

Nous n'avons pas tenu compte de la modification de spectre neutronique que pouvaient entraîner les variations des sections. Dans les calculs d'évolution, toutes les sections paramétrées en fonction du taux de combustion sont identiques à celles du cas référence, excepté la section modifiée qui est multipliée par le facteur $(1 + \delta)$, δ étant la variation de la section efficace considérée.

Cette hypothèse peut entraîner de légères différences sur les résultats, en particulier dans le cas de la capture du ^{240}Pu. Mais cet effet est grossi artificiellement puisque l'on a pris pour les calculs, des variations d'un facteur 2 supérieures aux incertitudes couramment admises.

Les résultats sont présentés dans le tableau ci-après où nous donnons les variations ($\frac{\text{cas modifié-cas référence}}{\text{cas référence}}$) en % sur l'activité alpha et l'émission neutronique.

Section efficace	Variation appliquée en %	Variation de l'activité α en %	Variation de l'émission neutronique en %
Capture ^{240}Pu	+ 5	+ 0,75	+ 2,30
Capture ^{241}Pu	+ 10	+ 1,69	+ 8,35
Fission ^{241}Pu	+ 5	- 1,20	- 2,42
Capture ^{242}Pu	+ 15	+ 2,93	+ 12,10
Capture ^{241}Am	+ 20	+ 1,16	+ 0,29
Capture ^{242m}Am	+ 30	+ 0,02	+ 0,12
Capture ^{243}Am	+ 50	+ 8,56	+ 36,06
Capture ^{244}Cm	+ 100	- 1,34	- 2,41

Les sections introduisant les incertitudes les plus grandes sont celles du ^{242}Pu et ^{243}Am pour l'émission neutronique et ^{241}Am, ^{243}Am et ^{244}Cm pour l'activité alpha.

Le calcul de l'émission neutronique à partir des valeurs des sections efficaces non réajustées, pourrait introduire une incertitude en absolue de ± 49 %. Un programme expérimental basé d'un part, sur des analyses de combustibles et d'échantillons irradiés dans des réacteurs de puissance et d'autre part, sur des mesures par chambres à fission ou par détecteurs à activation dans les expériences critiques a conduit à proposer des ajustements sur les sections efficaces pour la gamme de spectre des réacteurs de la filière eau-légère /25/.

Ces ajustements permettent de calculer des teneurs en actinides mineurs conformes avec les mesures et seront appliquées au combustible des réacteurs PWR.

Il en résulte une diminution notable de l'incertitude sur la teneur en ^{244}Cm des combustibles irradiés.

2.1.2.4 Influence de l'historique de Puissance du réacteur

Les mesures effectuées sur les assemblages irradiés ayant lieu au moins, trois ans après leur déchargement du coeur du réacteur, nous ne tiendrons pas compte du ^{242}Cm (très sensible à l'historique de puissance du réacteur).

Cependant, si l'on observe les figures (27-30), l'on s'aperçoit que le ^{238}Pu et ^{241}Am ont une importance qui croit avec le temps de refroidissement.

Pour vérifier si un temps d'arrêt de plusieurs mois durant l'irradiation, pouvait modifier de façon sensible l'importance de l'émission neutronique, nous avons considéré trois hypothèses :

- un arrêt de deux ans à la fin du premier cycle d'irradiation et un déchargement à la fin du second cycle (20 000 MWJ/t),

- un arrêt de deux ans à la fin du premier cycle d'irradiation et un déchargement en fin de troisième cycle (30 000 MWJ/t),

- un arrêt de deux ans à la fin du second cycle et déchargement en fin de troisième cycle (30 000 MWJ/t).

Les résultats sont présentés dans le tableau suivant : le combustible est de type PWR enrichi à 3,5 % et le temps de refroidissement de 3 ans.

	Emis neutr Totale	Emis neutr ^{238}Pu %	Emis neutr ^{241}Am	Emis neutr ^{244}Cm
Hypothèse 1	+ 4,12	+ 15,47	+ 5,73	+ 0,14
Hypothèse 2	+ 0,12	+ 37,81	+ 1,21	- 0,25
Hypothèse 3	+ 1,56	+ 54,15	+ 10,71	- 0,38

Ecarts en % par rapport au calcul non perturbé

Ces résultats montrent que pour des taux de combustion élevés, même des arrêts très longs ne perturbent pas l'émission neutronique totale, comme on pouvait s'y attendre ; par contre, pour des taux de combustion faibles, l'erreur commise devient significative d'autant plus que l'incertitude sur les rendements des réactions (α, n) sur l'oxyde augmentera encore cette erreur.

2.1.2.5 Influence de l'enrichissement initial

Nous présentons dans la figure (31), pour des taux de combustion de 32 000 MWJ/t, l'émission neutronique totale d'un combustible PWR d'enrichissement compris entre 2,18 et 3,38 % pour des temps de refroidissement allant jusqu'à 6 ans.

Pour une variation de 10 % de l'enrichissement l'écart obtenu pour l'émission neutronique est de 10 % pour des combustibles enrichis à 3,2 % et de 20 % pour des combustibles enrichis à 2,2 %.

Pour des temps de refroidissement supérieurs à trois ans, les courbes de variation de l'émission neutronique en fonction du temps de refroidissement ont la même forme.

2.1.3 Méthode de calcul de l'émission neutronique dans un assemblage irradié

Nous avons montré dans la première partie, les hétérogénéités existant dans un assemblage PWR et donné dans les figures (14 à 16) les variations des sections efficaces des isotopes du Plutonium en fonction de ces hétérogénéités.

L'émission neutronique étant très sensible aux variations des sections efficaces (Cf. (2.1.2)), nous avons développé et qualifié un formulaire dit "assemblage moyen".

Le calcul de l'assemblage moyen est effectué à l'aide du code multicellule APOLLO /19/. Le nombre de cellules adoptées dans le calcul a été défini par une étude paramétrique /33/ qui a montré que pour les combustibles PWR sans poison, 2 types de cellules suffisent. Ce calcul

fournit la distribution du flux à 99 groupes d'énergie et les sections efficaces moyennes des principaux isotopes pour chaque pas d'évolution.

Ces résultats sont ensuite utilisés dans le système KAFKA /20/ qui permet de calculer les sections efficaces des isotopes secondaires, de paramétrer celles-ci en fonction de la fluence et d'effectuer à l'aide de son module EVOGENE /21/ une évolution ponctuelle de 40 isotopes lourds.

A ce stade, l'on dispose des teneurs en masse, des activités alpha, de l'émission neutronique et des puissances résiduelles sous la forme d'une banque de données post-irradiatoires, ceci pour les différents enrichissements utilisés dans ce type de combustible et pour une large gamme de taux de combustion et de temps de refroidissement.

La qualification de ce schéma de calcul s'effectue à deux niveaux :

. au niveau des codes de calculs,

. au niveau du formalisme choisi : calcul "Assemblage moyen".

- Les codes de calculs neutroniques utilisés ont été développés au C.E.A. depuis de nombreuses années et ont bénéficié des résultats de nombreuses campagnes expérimentales /35/, /36/, /37/.

  L'interprétation de l'ensemble de ces résultats a permis d'une part, de tester les codes neutroniques utilisés (ainsi que les bibliothèques associées) et d'autre part, de mettre au point un jeu d'ajustements affinant la précision des résultats par la correction d'écarts systématiques affectant la formation de quelques isotopes /25/,

- la qualification des codes étant effectuée sur la base d'une situation relativement simple, ne nécessitant la prise en compte que de données peu nombreuses et bien connues, il s'est agi ensuite de valider le modèle simplifié de calcul "assemblage moyen", qui doit rendre compte, le plus exactement possible de conditions d'irradiations complexes et mal connues. L'interprétation des résultats

d'analyse après dissolution d'assemblages entiers, en nombre suffisant, a permis de vérifier la validité du formulaire assemblage moyen dans la gamme de précision souhaitée /24/.

Cette validation a été confirmée au niveau des sections efficaces, lors de l'interprétation de l'expérience SHERWOOD /38/.

2.2 RELATIONS UTILISABLES

Le but recherché est de déterminer une relation entre l'émission neutronique et la masse totale de Plutonium dans des assemblages ayant plus de trois ans de refroidissement. Nous considérons deux hypothèses :

- les assemblages à étudier ont un taux de combustion supérieur à 20 000 MWJ/t ; ce qui à l'exception des premières charges est le cas général pour les réacteurs PWR. On pourra alors relier l'émission neutronique à la quantité de ^{244}Cm présente dans les assemblages,

- les assemblages ont un taux de combustion inférieur à 20 000 MWJ/t et la relation Emission neutronique/^{244}Cm ne peut s'appliquer.

2.2.1 Relation entre la masse totale de Plutonium et l'émission neutronique

Nous avons déterminé une corrélation, entre la masse totale de Plutonium et l'émission neutronique, en nous appuyant sur le fait que l'émission neutronique dépend de la masse de ^{244}Cm présente au moment de la mesure. D'autre part, la quantité de ^{244}Cm formée peut être reliée à la masse de ^{242}Pu et par conséquent à la masse totale de Plutonium. Cette corrélation se présente de la manière suivante :

$$\text{Masse Pu} = C\ E^{0,125}\ \ f(I)\ \ f(E_n)\ \ f(R)$$

où $f(I)$, $f(E_n)$, $f(R)$ sont des termes correctifs fonctions du taux de combustion, de l'enrichissement initial du combustible et du temps de refroidissement, et C est une constante pour un type de combustible.

Nous avons appliqué cette corrélation à différents types de combustible PWR. Nous donnons dans les tableaux (22 à 24) les valeurs obtenues pour les termes correctifs D_i de $E^{0,125}$ pour des combustibles de types 17 x 17 gainé zircaloy ; de type 15 x 15 gainé zircaloy et de type 15 x 15 (gainé inox) CNA. Ces valeurs ont été obtenues à partir des formulaires calculés avec le système KAFKA /20/ et stockés sur la banque de données post-irradiatoire POSTIRAD du même système.

La constante C de la relation est la valeur moyenne des termes D_i. Nous donnons dans le tableau suivant les valeurs moyennes obtenues pour C pour chaque type de combustible et les écarts en 1 sigma.

	Combustible 15 x 15 gainé Zr	Combustible 15x15 gainé CNA	Combustible 17 x 17 gainé Zr
Valeur de C et écart en 1 σ	757.36 ± 24,33	910,46 ± 26,71	809,47 ± 17,46

Ces écarts par rapport à la valeur moyenne sont fonctions du taux de combustion et de l'enrichissement initial, comme le montrent les tableaux (25 à 28) et l'on peut aisément corriger ces écarts avec des polynomes du troisième degré en fonction de I et de E.

Le temps de refroidissement est pris en compte dans la relation et il n'est pas nécessaire d'introduire un terme correctif pour ce paramètre comme le montre le tableau (25).

Les erreurs introduites par cette corrélation sont données dans le tableau (29) et demeurent très faibles.

Une incertitude de 10 % sur le terme correctif f(I) ; où I est déterminé par la spectrométrie gamma ; entraînera une erreur inférieure à 0,5 % sur la masse de Plutonium.

De même, une incertitude de 10 % sur l'émission neutronique entraîne une erreur de $\simeq$ 1 % sur la masse de Plutonium (figure (41)).

Cette corrélation est peu sensible à l'histoire du réacteur comme nous l'avons montré précédemment et peut s'établir à partir du formulaire "assemblage moyen". Contrairement à ce que nous avions vu pour la spectrométrie gamma, cette corrélation est générale pour tous les réacteurs ayant le même type de combustible.

2.2.2 Assemblages de faible taux de combustion

La corrélation précédemment établie, ne peut s'appliquer à ces assemblages. Le ^{244}Cm représentant moins que 50 % de l'émission neutronique et, comme nous l'avons vu précédemment, l'émission neutronique totale devient sensible à l'histogramme de puissance du réacteur.

Nous utiliserons dans ce cas, la relation taux de combustion, masse de Plutonium, déterminée dans la première partie.

2.3 RELATION ENTRE L'EMISSION NEUTRONIQUE ET LE FLUX NEUTRONIQUE MESURE

2.3.1 Description des phénomènes

Nous venons d'établir une relation entre l'émission neutronique totale et le Plutonium présent dans le combustible ; peu sensible a l'histoire de l'irradiation, et adaptée aux conditions de mesure neutroniques à l'usine de LA HAGUE.

Cependant, ce que l'on mesure, près d'un assemblage irradié, ce n'est pas l'émission neutronique mais le flux neutronique. Les assemblages contiennent une quantité importante de matière fissile et par conséquent les neutrons provenant de l'émission neutronique du combustible peuvent à leur tour engendrer des neutrons par réaction de fission (n, f). Si le combustible produit Q neutrons par émission neutronique ceux-ci donnent keff*Q neutrons à la fin de la première génération, (Keff étant le pouvoir multiplicateur de l'assemblage), à la fin de la seconde génération nous aurons $Keff^2 * Q$ neutrons et ainsi de suite, le nombre total de neutrons dans l'assemblage sera :

$$Q + Q * Keff + Q * Keff^2 + Q * Keff^3 \ldots = Q (1 + Keff + Keff^2)$$

soit $\frac{Q}{1 - Keff}$ en première approximation.

Le nombre initial de neutrons émis par le combustible se trouve donc multiplié par $\frac{1}{1 - Keff}$.

Le terme Keff dépendra, pour un assemblage d'un type de réacteur donné, de l'enrichissement initial du combustible, du taux de combustion et de la composition isotopique du combustible et du milieu dans lequel baigne l'assemblage (eau avec ou sans bore, air etc ...).

Nous allons voir comment évolue le Keff d'un assemblage, dans les conditions de mesures actuelles au H.A.O. c'est-à-dire avec comme modérateur l'eau à une température voisine de 30°C, pour différents taux de combustion et différents enrichissements.

2.3.2 Calcul du coefficient multiplicateur

Nous avons étudié, la variation du Keff d'un assemblage de type 17 x 17, dans les conditions de mesures à l'usine de La Hague, pour différents taux de combustion, en considérant le rapport de modération constant. Pour celà, nous avons utilisé le schéma de calcul suivant :

a) La première étape consiste à effectuer un calcul d'évolution d'un assemblage en milieu infini, en utilisant le code APOLLO /19/ dans l'option multicellule suivant la définition formulaire "assemblage moyen" /33/. Les caractéristiques des assemblages à chaque pas d'évolution sont stockées sur disque,

b) Nous effectuons ensuite un calcul APOLLO /19/ multicellule pour chaque pas d'évolution, en conservant la géométrie du calcul d'évolution mais en considérant pour le combustible une température de 80°C et pour le modérateur une densité de 1. et une température de 30°C, correspondant à l'eau de la piscine de stockage de La HAGUE. Nous constituons à l'aide de la directive de sortie "HOMOGE", un isotope ayant les propriétés de l'assemblage homogénéisé,

c) Nous calculons pour chaque pas d'évolution la "maquette de mesure" constituée de l'assemblage homogénéisé entouré d'une épaisseur de 50 cm d'eau. Nous utilisons le code APOLLO /19/ en géométrie cylin-

drique avec le maillage standard à 99 groupes d'énergie. En utilisant le flux calculé nous procédons à la création de deux isotopes condensés pour l'assemblage moyen (un isotope correspondant aux 15 colonnes centrales de l'assemblage et un isotope correspondant à la colonne externe pour tenir compte de l'interface assemblage, eau piscine) et deux isotopes condensés pour le milieu eau.

Le maillage a été défini /39/, de façon à pouvoir traiter correctement dans le calcul de coeur (DOT /40/) les variations de spectre. Il comprend 6 groupes d'énergie, les limites inférieures de groupes sont les suivantes :

1 groupe rapide	:	0.9 Mev
2 groupes épithermiques	:	5 kev - 2.77 ev
3 groupes thermiques	:	0,625 ev - 0,134 ev - 1.1^{-10} ev

d) Un calcul DOT en géométrie (x, y) de la "maquette de mesure", à partir des isotopes homogénéisés et condensés précédemment, nous permet d'obtenir pour chaque taux de combustion le Keff de l'assemblage en respectant la géométrie de mesure.

Nous donnons dans la figure (33), la variation du Keff en fonction du taux de combustion pour des taux de combustion compris entre 12 000 et 36 000 MWJ/t et pour un combustible enrichi en ^{235}U à 3.2 % en masse.

Nous constatons qu'en première approximation, le Keff varie linéairement avec le taux de combustion et que le flux neutronique peut se mettre sous la forme :

$$\phi = \frac{E}{1 - (a+bI)} \qquad \text{où} \qquad Keff\ (I) = a + bI$$

si l'on fait varier l'enrichissement du combustible, nous obtiendrons un faisceau de droites parallèles.

Pour une géométrie de combustible donnée, et un enrichissement fixé, une variation du taux de combustion de 10 % entraîne sur le Keff une variation de 2 % et sur le terme $\frac{1}{1 - Keff}$ une variation voisine de 5,5 % pour les taux de combustion usuels ; c'est-à-dire que pour un taux

de combustion déterminé par spectrométrie γ avec une précision de 5 % (comme nous l'avons vu dans la première partie), nous aurons, par ce paramètre une incertitude de ± 2,7 % sur le flux neutronique.

2.3.3 Problèmes liés au positionnement du détecteur

Nous pouvons considérer que le nombre de neutrons émis par une tranche de h cm d'assemblage peut être relié à l'émission neutronique de la manière suivante :

$$\emptyset_h = \int_h \frac{E(Ih)}{1-Keff(h,\ Ih)}\ dh \quad \text{où } Keff = (a + bI)$$

pour une source homogène dans l'assemblage.

Il nous faut à présent étudier la propagation de ces neutrons dans le milieu séparant l'assemblage du détecteur et le type du détecteur à utiliser.

2.3.3.1 Influence de la répartition des sources de neutrons dans l'assemblage

Nous avons utilisé le schéma de calcul, défini pour la détermination du Keff et nous avons introduit une source homogène de 1 n/cm²/s dans l'assemblage.

Nous avons effectué un calcul de propagation de cette source dans l'assemblage et dans l'eau l'entourant à l'aide du code de transport DOT /40/ en géométrie (x, y).

Nous donnons dans la figure (32), les flux obtenus dans les différents groupes d'énergie pour un détecteur situé sur le demi-plan perpendiculaire au milieu de l'assemblage.

Nous constatons une légère remontée du flux thermique dans les trois premiers centimètres d'eau entourant l'assemblage, cette remontée est due à la thermalisation du flux rapide dans l'eau. A partir de 5 cm de l'assemblage, le logarithme du flux évolue linéairement avec la distance et la pente est identique pour toutes les énergies. L'on perd un facteur 10 sur le flux, environ tous les 9 centimètres.

La mesure devra être effectuée le plus près possible de l'assemblage (entre 5 et 10 cm), si l'on ne veut pas se pénaliser sur le taux de comptage.

Dans ce calcul, nous avons considéré, une source homogène dans l'assemblage, en réalité la distribution de la source est fortement hétérogène. Nous donnons dans le tableau (30) la distribution de l'émission neutronique dans une tranche d'assemblage (cette distribution correspond à la distribution radiale du taux de combustion donnée dans le tableau 31) pour le réacteur C.N.A.

Nous observons des écarts de 50 % entre deux faces opposées. Cet écart de 50 % sur l'émission neutronique sera partiellement compensé au niveau du flux neutronique par l'effet de multiplication des sources (Keff de l'assemblage) d'une part, et par la pénétrabilité des neutrons à travers l'assemblage d'autre part.

Nous n'avons pas pu pour des raisons budgétaires (coût prohibitif d'un tel calcul) effectuer un calcul de propagation du flux ; en introduisant une source de volume dans chaque crayon de l'assemblage, en respectant l'importance de la source et le taux de combustion atteint pour chacun d'eux ; ce qui nous aurait permis d'obtenir le flux neutronique émis à une même distance des quatre faces de l'assemblage.

Nous avons essayé d'approcher ce calcul en jouant sur la position de la source dans l'assemblage: Le calcul précédent, nous servant de référence.

Nous avons placé une source de même intensité dans différentes rangées de crayons, en maintenant constant le taux de combustion et regardé les variations de flux vu par un détecteur placé dans l'axe médian. Dans le calcul 1 la source est répartie de façon homogène dans l'assemblage, dans le calcul 2, la source est placée dans les 3 premières rangées au centre de l'assemblage, dans le calcul 3 la source est introduite dans les deux rangées externes.

Les figures (34 à 36) montrent les écarts obtenus pour le calcul 3 par rapport au calcul 1 pour les flux thermique et rapide.

2.3.3.2 Influence de la variation du Keff de l'assemblage

Nous avons effectué un autre calcul de propagation du flux, en faisant varier l'enrichissement initial du combustible (2,6 % contre 3,2 % pour le calcul de référence) pour le même taux de combustion et en introduisant une source homogène dans l'assemblage. Le Keff de l'assemblage varie de - 3800 pcm ce qui représente une variation du coefficient multiplicateur de la source de - 11,7 %.

Le flux obtenu avec ce calcul est reporté sur la figure (37) pour des distances allant jusqu'à 16 cm de la face de l'assemblage. Les écarts obtenus sur les flux par rapport au calcul de référence sont voisins de - 12 %, ce qui confirme les hypothèses avancées précédemment.

Nous constatons que les effets de répartition de la source seront partiellement corrigés par les variations du k infini des crayons, cependant, pour de forts gradients radiaux une mesure du flux neutronique de deux faces opposées de l'assemblage devrait permettre d'obtenir le flux moyen émis par l'assemblage avec une bonne précision.

Un calcul exact, s'avère nécessaire pour lever toute ambiguité sur la méthode proposée, ce calcul sera rendu possible dans l'année à venir, par l'utilisation d'un ordinateur mieux adapté au calcul scientifique.

2.3.4 Choix du détecteur

La mesure du flux neutronique ne peut s'effectuer directement comme le flux gamma, il doit être mis en évidence indirectement par détection d'autres particules chargées et en mouvement. Les méthodes les plus courantes utilisent l'ionisation et permettent la mesure de flux de neutrons monocinétiques. Les réactions nucléaires les plus courantes sont :

- Réaction (n, α) sur l'isotope 10 du Bore =

$$^{10}B + {}^{1}n \rightarrow {}^{4}He + {}^{7}Li$$

La particule α et le ^{7}Li formé sont éjectés avec une énergie totale de 2,35 Mev et jouent le rôle ionisant. La section efficace de capture du bore naturel (20 % de ^{10}B) est voisine de 750 barns pour les neutrons thermiques, elle peut, par suite d'enrichissement en ^{10}B atteindre une valeur ultime de 3990 barns pour le ^{10}B pur.

L'inconvénient des chambres à bore est leur sensibilité au flux gamma lorsque l'on travaille sur des flux neutronique faibles (10^4 n/cm²/s).

- Réaction (n, α) sur ^{3}He

Cette réaction se produit facilement avec les neutrons thermiques ($\sigma_c \simeq 5000$ barns) avec une énergie libérée de 780 Kev. Cette réaction est utilisée dans certains compteurs. Mais leur sensibilité au flux gamma demande un blindage gamma efficace.

- Réaction de fission : Les fragments de fission lourds et très énergiques sont d'excellents agents d'ionisation. Cette réaction peut s'effectuer soit avec un flux thermique (chambre à dépôt ^{235}U) soit avec le flux rapide (chambre à dépôt de ^{237}Np seuil à 0,1 Mev ou chambre à ^{232}Th seuil à 1,1 Mev).

Si l'on se reporte aux courbes donnant la variation du flux en fonction de la distance du détecteur de l'assemblage, on constate que pour une source de neutrons de 10^5 n/cm²/s, l'on obtiendra à 8 cm de l'assemblage un flux thermique de l'ordre de 10^4 n/cm²/s pour un flux rapide de 10^3n/cm²/s, soit un rapport 10.

Les détecteurs à neutrons rapides ayant un très mauvais rendement, le flux de 10^3 n/cm²/s, ne permettrait pas une bonne précision statistique des mesures. Nous retiendrons donc, soit une chambre à dépôt de bore en s'assurant que, compte tenu du faible flux neutronique, elle n'est pas sensible au rayonnement γ ; soit, un compteur à Hélium ; soit une chambre à fission à fort dépôt en ^{235}U.

2.3.5 Intégration axiale

La relation déterminée entre la masse de Plutonium et l'émission neutronique suppose un flux constant sur toute la hauteur de l'assemblage.

En réalité, le résultat d'une mesure est l'intégration sur toute la hauteur de la colonne fissile du flux émis par une tranche d'assemblage (cette tranche d'assemblage pouvant représenter plusieurs dizaines de centimètres). Nous avons vu précédemment que le Keff de l'assemblage varie en fonction de la côte et du taux de combustion ; nous aurons pour une tranche d'assemblage de z centimètres :

$$E_h = R \int_{z-\frac{h}{2}}^{Z+h/2} Cz\ (1 - Keff\ (z, Iz))\ dz \qquad \text{où}$$

R est le rendement de détection

C la valeur du taux de comptage

et sur l'ensemble de la colonne fissile, l'émission neutronique totale

$$E_{TOT} = \int_h E(h)\ dh$$

La masse correspondante de Plutonium sera

$$Pu_h = CE_h^{0,125}\ f(I) * f(E)$$

et sur l'ensemble de la colonne fissile

$$Pu_{TOT} = \int_h P_{uh}\ dh$$

Le résultat d'une mesure nous permet d'obtenir C_{TOT} et si l'on excepte les extrémités de l'assemblage, on peut considérer, en première approximation que le taux de combustion et le Keff sont constants sur la hauteur de l'assemblage et par conséquent $E_{TOT} = R\ C_{TOT}\ (1 - Keff)\ (\bar{I})$.

Nous obtiendrons à partir de E_{TOT} une masse de Plutonium qu'il nous faudra corriger d'un facteur axial A obtenu à partir de la répartition axiale du flux neutronique et égal à :

$$A = \frac{\int_n E_n^{0,125}}{\left(\int_{En}\right)^{0,125}}$$

3. MESURES DU FLUX NEUTRONIQUE EMIS PAR LES ASSEMBLAGES DE LA C.N.A.

3.1 DISPOSITIF EXPERIMENTAL

3.1.1 Dispositif mécanique

Le dispositif de comptage est placé sur la machine décrite dans le chapitre (I.2.5.3).

Une martelière a été ajoutée sur la face avant du château compteur, pour recevoir un boîtier en polythène de forme parallilépipédique de 360 mm de long, 100 mm de haut et 110 mm de profondeur avec une cavité cylindrique de 27 mm de diamètre situé à mi-hauteur du boîtier et à 40 mm de la face avant, destinée à recevoir le compteur à neutrons.

Lors de la campagne de mesure effectuée en Juillet 1980, le boîtier était recouvert d'une feuille de cadmium dans laquelle une fenêtre de 285 mm de long sur 25 mm de haut avait été faite au milieu de la face avant. Cette fenêtre permettait le comptage du flux thermique pour une tranche d'assemblage.

Pour la seconde campagne de Février 1981, le cadmium recouvrait la totalité du boîtier. Le boîtier de polythène est situé à 13 cm de la face de l'assemblage est se trouve décalé de 80 mm de l'axe du collimateur Gamma. Nous donnons dans la figure (10) un schéma du dispositif de mesure.

3.1.2 Détecteur et électronique associée

Le détecteur situé dans la cavité du boîtier expérimental est un capteur à bore RTC de type CPNB20 placé dans un conteneur en acier inoxydable étanche. Ce compteur, à un dépôt de bore enrichi à plus de 92 % en ^{10}B et une masse surfacique de 0,4 $mg.cm^{-2}$. Il permet des mesures dans un flux neutron de 1 à 10^6 $n.cm^{-2}.s^{-1}$ avec une sensibilité de 4 $c.s^{-1}/n.cm^{-2}.s^{-1}$ et sous un débit γ de 10^3 $R.h^{-1}$.

Le cable assurant l'alimentation de la chambre et la transmission du signal est placé dans une gaine en P.V.C. étanche jusqu'à la surface et aboutit à un amplificateur SES/IN Type ADSF 10 transformant le courant en impulsions. De plus, le discriminateur de ce tiroir électronique a été ajusté pour minimiser la contribution des γ parasites dans le signal mesuré. Une échelle avec horloge à durée prédéterminée permet d'intégrer les informations (figures 11/12).

D'autre part, les impulsions sont stockées successivement dans les canaux de numéro croissant d'un analyseur multiéchelles pendant un temps élémentaire préalablement fixé. Si pendant l'acquisition, on fait défiler à vitesse constante le château compteur devant la face de l'assemblage, on obtiendra une répartition du flux neutronique en fonction de la côté du combustible exploré.

En routine, les mesures se font comme pour la spectrométrie gamma, par défilement montée et descente sur toute la colonne combustible, des deux faces opposées de chaque assemblage mesuré. Chaque phase, compte tenu de la vitesse du moteur, dure environ 1/4 d'heure.

Le but étant d'obtenir un spectre le plus représentatif de la moyenne de l'assemblage, la mesure durant un défilement à vitesse E constante assure une intégration axiale sur toute la hauteur du combustible. L'acquisition sur deux faces opposées permet de prendre en compte dans une large mesure, l'effet de gradient qui peut exister dans l'assemblage, et donne un résultat moyen. Sommer les acquisitions des deux phases montée et descente assure une statistique correcte vis-à-vis des précisions cherchées. Durant cette séquence, le comptage est intégré pendant les phases montée et descente de chaque face ; les multiéchelles sont acquis durant chaque phase, ainsi que l'intégrale du comptage neutrons.

3.2 RESULTATS EXPERIMENTAUX

3.2.1 Interprétation des résultats de mesure

La détermination de l'efficacité du dispositif de comptage est très complexe, pour éviter cette difficulté nous avons été conduit à normaliser les résultats sur un assemblage pris comme référence. Nous

avons choisi arbitrairement, l'assemblage de la dissolution N°11, déchargé à la fin du cycle 5. Cette normalisation limite l'incidence des paramètres calculés, en comparant les résultats entre eux.

De cette manière, on réduit fortement l'importance des données à introduire dans les calculs (répartitions radiales et axiales des sources, variations du Keff .....) et on élimine l'incidence de l'étalonnage du détecteur.

Un faible écart trouvé entre la masse de Plutonium réelle de l'assemblage de référence et la "valeur absolue" donnée par les analyses, montre la bonne prise en compte de tous les phénomènes au cours de l'interprétation.

Dans le cadre de cette thèse, nous nous sommes limités à la comparaison de l'ensemble des assemblages mesurés, des trois lots (4 - 5 - 6) à l'assemblage de référence, pour lequel on adopte la masse de Plutonium déterminée par bilan gravimétrique.

Les valeurs du comptage neutronique de chaque assemblage sont une moyenne des résultats obtenus pour deux faces opposées.

La masse de Plutonium pour chaque assemblage est obtenue de la manière suivante :

- Le comptage neutrons est divisé par le temps de comptage en secondes et par la masse de l'assemblage, ce qui nous permet d'obtenir un taux de comptage par seconde pour une tonne de métal initial (Unité cohérente avec le formulaire assemblage moyen). Ce taux de comptage est corrigé du Keff obtenu pour l'assemblage à partir du taux de combustion donné par la spectrométrie gamma et par le coefficient d'étalonnage calculé pour l'assemblage de référence.

  Nous obtenons de cette manière, l'émission neutronique à introduire dans le relation définie précédemment.

- La masse de Plutonium donnée par la corrélation devra être corrigée du coefficient axial. En fait, nous n'avons pu effectuer cette correction, des défauts d'électronique ne nous ayant pas permis d'acquérir les distributions axiales pour tous les assemblages mesurés. La normalisation des mesures à un assemblage pris comme référence diminue fortement l'importance de cette correction, où seuls les écarts relatifs sont à considérer. Nous donnons dans le tableau (33) les facteurs correctifs axiaux obtenus pour quelques assemblages des différents lots. Les écarts relatifs sont inférieurs à 0,5 % pour les trois lots d'assemblage.

Les masses de Plutonium obtenues pour les assemblages mesurés dans les 3 lots C.N.A. sont rassemblées dans le tableau (32).

Nous donnons également dans ce tableau :

- les masses de Plutonium obtenues par les analyses destructives (bilan gravimétrique),

- les masses de Plutonium annoncées par la centrale et ramenées à la date de la dissolution,

- les masses de Plutonium obtenues avec les corrélations isotopiques /24/ à partir des analyses destructives.

Les écarts moyens par lot et la dispersion en 1 sigma sont donnés dans le tableau suivant :

Ecart % sur Masse de Plutonium	LOT 4	LOT 5	LOT 6
Mesures Neutrons-Analyse / Analyse	+ 1,10 ± 1,30	- 0,005 ± 0,65	+ 1,97 ± 2,31
Valeurs Centrale-Analyse / Analyse	- 1,86 ± 0,81	- 3,54 ± 0,96	- 1,31 ± 1,25
Correl isotopique-Analyse / Analyse	- 2,55 ± 0,86	- 2,84 ± 1,47	- 2,20 ± 1,53

Nous constatons un bon accord pour le lot 5, où figure l'assemblage de référence. Les écarts du lot 4 pourrait provenir d'une mauvaise évaluation de la modification de puissance apportée au réacteur C.N.A. en début de cycle 5 (La puissance thermique a été portée à 1050 MW) ce qui compte tenu des principes de pilotage du réacteur a entraîné une modification de la température de l'eau et par conséquent du Keff Assemblage.

Les valeurs portées pour le lot 6 ne sont pas significatives (deux dissolutions seulement pour ce lot).

Dans tous les cas, nous sommes dans les barres d'erreur. Les écarts des corrélations isotopiques confirment les tendances observées dans la première partie, c'est-à-dire, une mauvaise prise en compte dans les calculs des particularités de ce réacteur. Il est à noter cependant, qu'en relatif, on retrouve les mêmes tendances pour les lots 4 et 6 qu'avec les mesures de flux neutronique.

3.2.2 Remarques sur les distributions axiales du flux neutronique

Lors des mesures effectuées durant le mois de Juillet 1980, seuls deux assemblages ont été comptés en neutrons. Les mesures neutrons de Février 1981, ont été effectuées avec un détecteur, protégé par une plaque de Cadmium, de sorte que seul le flux d'énergie supérieure à 0,4 ev était compté. Le détecteur était situé à 12 cm environ de la face de l'assemblage. La hauteur fissile vu par le détecteur au cours de la mesure et contribuant au taux de comptage était de l'ordre de 50 cm.

Toutes ces raisons expliquent la distribution axiale du flux neutronique donnée dans la figure (38). Nous montrons dans la figure (39) une distribution calculée du flux neutronique à partir de la distribution axiale du taux de combustion obtenue par spectrométrie gamma. Dans ce calcul, nous avons considéré que le détecteur voyait 90 cm de combustible et nous n'avons pas pris en compte l'atténuation du flux dans l'eau, c'est ce qui explique la forme plus "pointue" de la courbe.

Le décalage du maximum mesurée par rapport au maximum calculé, est dû au fait que durant ces mesures le détecteur neutron était décalé de 8 cm par rapport à l'axe de collimation gamma.

4. BILAN ET PERSPECTIVES

4.1 BILAN DES MESURES EFFECTUEES SUR LES ASSEMBLAGES DE LA C.N.A.

La campagne de mesure effectuée au H.A.O. de La HAGUE, a permis de montrer la faisabilité de ce type de mesures dans un environnement industriel et les précisions que l'on pouvait atteindre sur des mesures effectuées dans un temps limité. Elle aura montré également les difficultés d'obtenir des valeurs absolues de la masse de Plutonium contenue dans les assemblages constituant un lot de retraitement, difficultés ayant pour origine la complexité de l'étalonnage de l'appareillage de mesure, l'importance du coefficient correctif axial et les problèmes liés au calcul de ce coefficient.

Elle aura montré également que l'on peut tourner ces difficultés, en se normalisant à un assemblage pris comme référence et que les résultats obtenus alors, répondent aux besoins exprimés par les exploitants des usines de retraitement et les organismes de sûreté.

Cependant, plusieurs remarques concernant l'appareillage expérimental et la méthode d'interprétation peuvent être faite :

- la machine de mesure utilisée pour cette campagne ne permettait pas une mesure de l'intégralité du combustible ; ce défaut devra être corrigé dans l'avenir et il faudra s'assurer de l'homogénéité des milieux entourant le détecteur,

- l'ensemble de détection utilisé devra être reconditionné de manière à obtenir une distribution axiale plus proche de celle obtenue par spectrométrie gamma. Les informations disponibles de la campagne de mesure du mois de Juillet 1980 montre qu'une collimation du flux neutronique permettrait une meilleure définition de la distribution axiale (la plaque de cadmium entourant le détecteur avait été percée d'une fenêtre de quelques mm).

Nous donnons dans la figure (40) pour le même assemblage la distribution du flux neutronique avec et sans le Cadmium ; nous avons porté sur la même figure la distribution du taux de combustion correspondante.

- Le détecteur à bore étant sensible au flux gamma (le constructeur garanti un fonctionnement normal dans un flux inférieur à 10^3 Rh^{-1}). Il faudra s'assurer de l'importance de la variation de sensibilité du détecteur à des flux gammas supérieurs à 10^4 R h^{-1}.

Les mesures effectuées sur les assemblages de la C.N.A. ont montré une perte de sensibilité qui n'a pu être estimée, les flux gammas mesurés étant les mêmes pour tous les assemblages.

4.2 APPLICATION AUX ASSEMBLAGES PWR

Une nouvelle campagne de mesures est prévue début 1983 sur des combustibles PWR et BWR actuels. L'appareillage de mesures utilisé répondra aux exigences décrites précédemment.

La méthode d'interprétation décrite dans cette thèse peut s'appliquer à tous les types de combustibles PWR et les résultats devraient être de meilleure qualité que ceux obtenus pour les assemblages C.N.A pour les raisons exprimées dans la première partie (Chapitre I.5.), du fait de l'expérience acquise lors de la campagne de mesure C.N.A., et par l'utilisation d'un appareillage de mesure mieux adapté à ce type de mesure.

4.3 DOMAINE D'APPLICATION DE LA METHODE

Nous avons déterminé une relation entre l'émission neutronique et la masse du Plutonium présente dans des assemblages de type PWR pour des taux de combustion supérieurs à 20 000 MWJ/t.

Dans le cadre de cette thèse, nous n'avons pu déterminer une relation entre l'émission neutronique, et la masse de Plutonium pour les faibles taux de combustion (< 20 000 MWJ/t). Cette étude sera nécessaire pour les assemblages composant la première charge des réacteurs PWR, qui ont des taux de combustion voisins de 12 000 MWJ/t et des conditions d'irradiation différentes de celles des assemblages à l'équilibre (présence de poisons consommables dans le coeur du réacteur).

CONCLUSION

Nous avons présenté dans cette thèse deux méthodes de mesures non destructives permettant le contrôle des assemblages combustibles irradiés, avant dissolution dans les usines de retraitement. Ces contrôles sont rendus nécessaires par le fait que, dans les usines industrielles l'on ne peut concevoir tous les dispositifs qui permettent de garantir la sous-criticité quelque soit le type de combustible retraité. Il faut donc s'assurer que le nombre d'atomes fissiles contenu dans le combustible retraité est inférieur à une certaine valeur pour laquelle les installations sont sous-critique.

- La spectrométrie gamma permet de déterminer le taux de combustion atteint par les assemblages, grâce au rapport des activités des césium 134 et césium 137 et leur temps de refroidissement grâce au rapport des activités praséodyme 144 et Césium 137.

- La mesure du flux neutronique émis par l'assemblage permet de déterminer la masse de Plutonium contenue dans un lot d'assemblages de retraitement.

Ces méthodes de mesures ont été étudiées sous deux aspects, un aspect théorique permettant de relier le phénomène mesuré au paramètre recherché et un aspect expérimental permettant l'utilisation de la méthode étudiée dans un contexte industriel.

Dans la première partie de ce travail, consacrée à l'étude des mesures par spectrométrie gamma, nous avons proposé une méthode simplifiée d'interprétation, permettant de déterminer à mieux que 10 % le taux de combustion moyen atteint par chaque assemblage, ce qui répond au souci des autorités de sûreté et permet de vérifier les informations fournies par l'exploitant de la centrale nucléaire. Si l'on désire améliorer la précision de ces résultats, il faudra connaître les taux de combustion partiels atteints par chaque assemblage à la fin de chaque cycle d'irradiation, ceci afin de les trier en familles de caractéristiques voisines pour lesquelles l'on appliquera la méthode de calcul.

Nous avons déterminé pour le lot 4 de la C.N.A. le taux de combustion des assemblages avec un écart moyen de + 0,41 % et une dispersion de 1,83 en 1 sigma et le temps de refroidissement avec une incertitude maximale de 2 mois pour des assemblages ayant 7 ans de désactivation.

Les résultats obtenus sur les assemblages du réacteur C.N.A., doivent être améliorés pour les assemblages des réacteurs P.W.R. actuels, car le réacteur C.N.A., du fait de la présence de boitier et de décrochements pour le passage des croix de contrôle est pénalisant par rapport aux assemblages P.W.R. classiques.

Dans la seconde partie de la thèse, consacrée à la détermination de la masse de Plutonium contenue dans les assemblages irradiés à partir de la mesure du flux neutronique émis, nous avons effectué un travail théorique permettant de mieux comprendre les phénomènes neutroniques et nous avons défini une corrélation permettant de relier la masse de plutonium à l'émission neutronique pour des taux de combustion supérieurs à 20000 MWJ/t.

La campagne de mesures nous a permis de cerner les problèmes liés à ce type de mesure pour lequel aucune expérimentation n'avait été jusqu'alors effectuée.

Les difficultés d'étalonnage du dispositif de mesure ont été tournées en se normalisant sur un assemblage dont on connaissait la masse de plutonium. Cette méthode donne des résultats encourageants (< 2 % d'écart sur les masses de Plutonium des lots 4 et 5 de la CNA par rapport aux analyses destructives) pour la mesure des assemblages PWR actuels.

Pour les campagnes de mesures futures sur les assemblages PWR actuels et les assemblages BWR, la méthode et les outils développés pour les mesures par spectrométrie gamma pourront être utilisés et les résultats devraient confirmer ceux obtenus durant cette campagne. Pour les mesures du flux neutronique des études complémentaires devront être entreprises tant sur le plan expérimental (choix du détecteur, géométrie de comptage, positionnement du détecteur ...) que sur le plan théorique (passage de l'émission neutronique au flux neutronique ...).

L'association de ces deux méthodes non destructives devrait permettre aux exploitants des usines de retraitement de satisfaire aux exigences des organismes de sûreté.

Les méthodes et les outils développés pour ces deux types de mesures permettent d'envisager l'utilisation de ces techniques de contrôle dans un contexte industriel.

R E F E R E N C E S

1/ H.H. DEVIS, T.P. PAPAZOGLON and J. FERREL
"Poolside Examination of P.W.R. Demonstration Fuel assemblies and creep specimens. End of cycle".
Babcock and Wilcox. L.C.R. 4733 - 3 (May 1977)

2/ D.M. LEE, J.R. PHILIPS, S.T. HSUE, K. KAIEDA, J.K. HALBIG, E.G. MEDINA and C.R. HATCHER
"A quick and accurate profile monitor for irradiated fuel".
ESARDA symp. on safeguards and nuclear Mater - Management, Brussels April 1979

3/ S.T. HSUE, J.E. STEWART, K. KAIEDA, J.K. HALBIG, J.R. PHILIPS, D.M. LEE and C.R. HATCHER
"Passive neutron assay of irradiated nuclear fuels".
Los alamos scientific Laboratory report LA - 7645 - MS (1979)

4/ E.J. DOWDY, N. NICHOLSON, J.T. CADWELL
"Irradiated Fuel monitoring by cerenkov glow intensity measurements"
Los alomos scientific Laboratory report LA - 7838 - MS (1979)

5/ Advisory group meeting in the non destructive analysis of irradiated power reactor fuel.
IAEA report AG - 11 VIENNA (April 1977)

6/ J.R. PHILLIPS, G.E. BOSLER, J.K. HULBIG, D.M. LEE
"Non destructive measurement of spent fuel assemblies at the Tokaï reprocessing and storage facility".
Los alamos scientific Laboratory report - LA 8076 (December 1979)

7/ J. R. PHILIPPS And J.K. HALBIG, D.M. LEE, S.E. BEACH, T.R. BEMENT, E. DERMEND Jiev, C.R. HATCHER and E.G. MEDINA
Application of Non destructive Gamma-Ray and Neutron Techniques for the safeguarding of irradiated fuel Materials.
LA - 8212 - May 1980

8/ TAKENOVI SUZAKI, H. TSURUTA, S. MATSUURA
Non-Destructive Gamma-Ray Spectrometry and Analysis on Spent fuel assemblies of JPDR 1 Core
JAERI - 8164 March 1979.

9/ G.R. PARKOS and G.F. VALBY
"Gamma scan measurements at zion station unit 2 Following cycle 1er
Electric Power Research Institute report epri WP - 509 (October 1977)

10/ M. L. POINTUD - F. MICHEL
Assistance technique à E.D.F. pour la Gammamétrie d'assemblages PWR sur site.
DMECN 124/80 Décembre 1980.

11/ J. BOUCHARD - G. FREJAVILLE - M. ROBIN
Mesures de distributions de puissance et de taux de combustion par spectrométrie gamma sur les combustibles irradiés de réacteurs à eau.
Rapport SEN 032.

12/ R.D. EVANS
Le noyau atomique. Cours de physique nucléaire 1961.

13/ M. BLACHOT - C. FICHE
Bibliothèque des données nucléaires

14/ F. RIDER
Compilation of fission product yields
December 1979

15/ M. ROBIN
Communications personnelles.

16/ N. VIGNESOULT - M. VERNAY - C. HAYMONIERE - J. BAIERY
Examens destructifs Post-irradiatoires des crayons amovibles irradiés dans le réacteur TIHANGE.

17/ M. BERTUOL
Spectrométrie gamma dans les réacteurs de puissance à Eau Légère.
Thèse 3ème cycle - Université de PARIS XI 1978

18/ SEWA, BAYARD, DELPLANQUE, GUILLOU
Code EVOE DEP 068
DCE/SACLAY 355 ; 355-1 ; 355-2 JUILLET 1968

19/ A. KAVENOKY
APOLLO : Code multigroupe de résolution de l'équation du transport pour les neutrons thermiques et rapides.
Note CEA N1610 1973

20/ J. PINEL
KAFKA : Un système modulaire pour le calcul des caractéristiques des combustibles irradiés dans les réacteurs de puissance.
Rapport SEN 143 Avril 1982

21/ J. PINEL - M. ROBIN
EVOGENE : Code général d'évolution
Rapport SEN 048A

22/ C. ANDRIEU
Le suivi neutronique du réacteur SENA sur les cycles 1 et 2
Thèse de 3ème cycle ORSAY 1974

23/ C.N.A. Rapports d'activité

24/ A. GIACOMETTI - R. GIRIEUD - M. ARIES
Utilisation de corrélations isotopiques calculées, dans la détermination du bilan d'entrée des Usines de Retraitement.
Rapport SEN 121 JUILLET 1981

25/ A. GIACOMETTI
Etude neutronique des noyaux lourds formés dans le cycle du combustible des réacteurs nucléaires.
Thèse de docteur ingénieur ORSAY Mai 1978

26/ T. GOZANI
Active direct measurement of residual fissile content in spent fuel assemblies EPRI 278 - 1

27/ G. SCHULZE, H. WURZ, L. KOCH and R. WELLON
Neutron assay plus isotopic correlations. A method for determining Pu and burn-up in spent fuel assemblies. Proc 2 nc. ESARDA symp of safeguards and fuel mater Management ESARDA (June 1980)

28/ H. KRINNIGER, S. WIESNER and C. FABER
Pulsed neutron method for non-destructive and simultanious determination of the ^{235}U and ^{239}Pu contents of irradiated and Non irradiated reactor fuel elements
Nucl. Instrum. Methods 73, 13-33 (1969)

29/ A PROSDOCIMI - GUERY
Communications personnelles

30/ BAIR et DEL CAMPO
(α, n) neutrons yields from α Particules bombardement.
Nuclear science engeenering 1979

31/ WEST - SHERWOOD
(α, n) neutrons yields from (α, n) reactions in the light elements.
Harwell conference 1978

32/ LISKEN and PAULSEN
Neutrons yields of light elements under α bombardement.
Atom kernenergie 30-50-61 (1977)

33/ J. PINEL
Evolution de la composition en isotopes lourds dans les assemblages PWR. Définition d'un schéma de calcul de l'assemblage pour l'élaboration de formulaire pour les usines de retraitement.
N.T. SEN/LPRE/78-78

34/ M. DARROUZET - J. PINEL
Programme "Recyclage du plutonium dans les réacteurs à eau légère".
"Etude de sensibilité aux sections efficaces des isotopes supérieurs du Plutonium et des isotopes de l'Américium"
Rapport SEN 035 (Janvier 1977)

35/ J. BOUCHARD - M. DARROUZET - J. PINEL - M. ROBIN
Interprétation des résultats des analyses effectuées sur le combustible irradié de la C.N.A.
N.T. SEN/LPRE/74-128

36/ M. DARROUZET - J. PINEL - M. ROBIN
Interprétation des résultats des analyses effectuées sur le combustible irradié de la C.N.A.
Assemblage déchargé après 3 cycles - crayon E-11
N.T. SEN/LPRE/75-07.

37/ A. GIACOMETTI - M. GUERY - M. ROBIN
Résultats d'analyses d'échantillons combustible du réacteur OBRIGHEIM
N.T. SEN/LPRE/75-03

38/ M. DARROUZET - A. GIACOMETTI - R. GIRIEUD - M. ROBIN
Détermination expérimentale des sections efficaces des isotopes du Pu, A et Cm, dans un spectre de neutrons de réacteur à eau.
Nuclear data for science and technology. ANVERS 1982

39/ L. ERRADI - A. SANTAMARINA
Schéma de calcul pour l'interprétation de l'expérience CREOLE. Etude de la condensation en énergie des sections efficaces.
NT SEN-LPRE/79-99

40/ W.A. RHOADE - D.B. SIMPSON - R.L. CHILS AND W.W. ENGLE R. SIC
Computer code collection
DOT - IV Two dimensionnal discrete ordinates radiation transport code systeme
OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY CCC - 320 (1976)

41/ P. MARIMBEAU
Communications personnelles.

TABLEAUX

	^{235}U	^{238}U	^{239}Pu	^{241}Pu
^{137}Cs	6.2270	5.9897	6.6331	6.8542
^{133}Cs	6.7031	6.5947	7.0277	6.5444
^{134}Cs	0.000014	0.	0.000988	0.000018

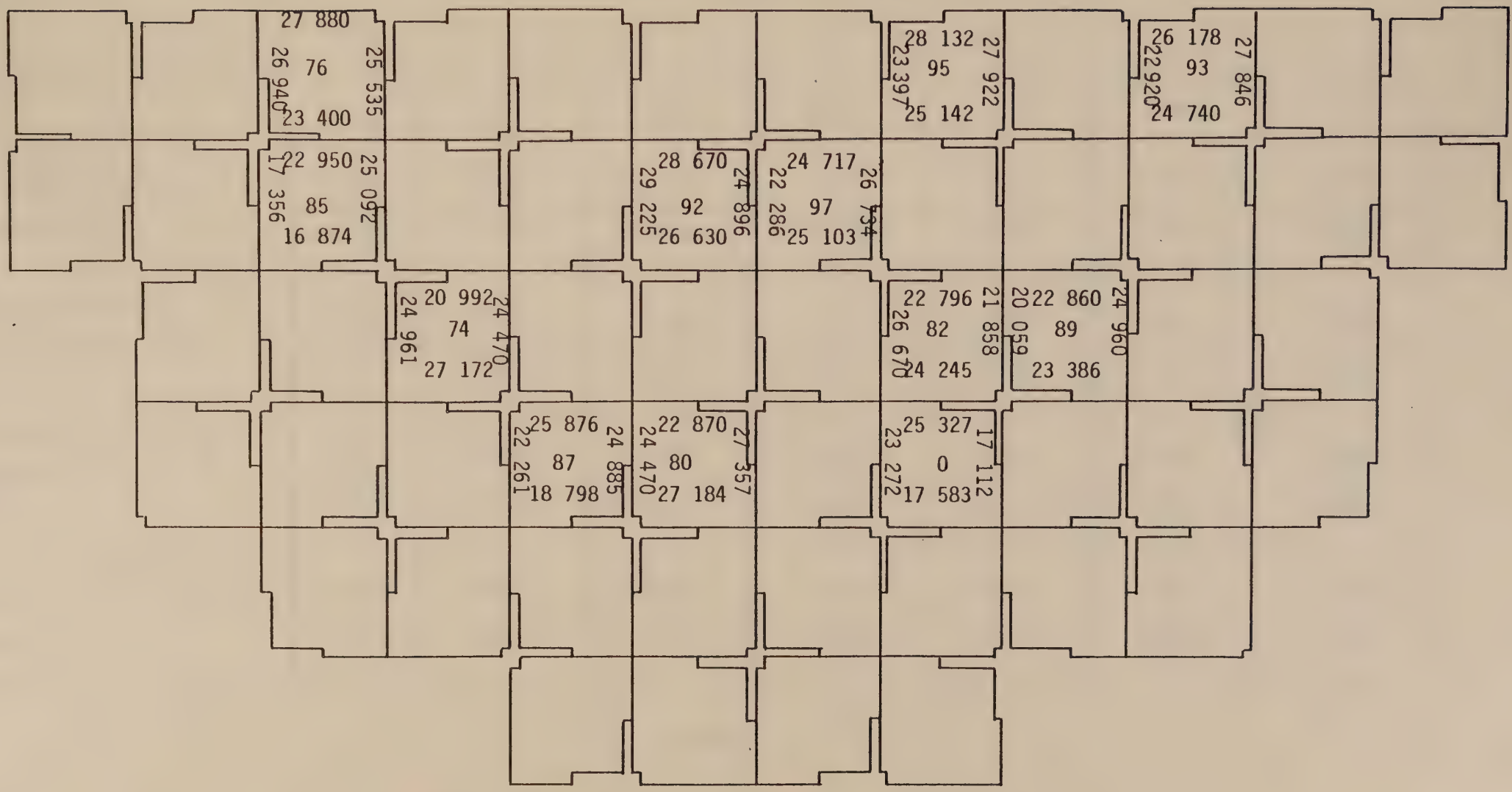
RENDEMENTS DE FISSION

(MEEK ET RIDER - 1977)

TABLEAU 1

TAUX COMBUSTION MOYEN DANS LA PREMIERE RANGEE DE CRAYONS

TABLEAU 2



MESURE DU RAPPORT CESIUM A PARTIR

DES DIFFERENTES DISTRIBUTIONS DU TAUX DE COMBUSTION

		18000	20000	22000	24000	26000	28000
Distribution fine du taux de combustion Assemblage 95	R 47 A	0.1816	0.2017	0.2217	0.2417	0.2617	0.2817
	R 47 B	0.3110	0.3453	0.3795	0.4136	0.4479	0.4820
Distribution fine du taux de combustion Assemblage 1	R 47 A	0.1850	0.2055	0.2259	0.2463	0.2667	0.2869
	R 47 B	0.3176	0.3528	0.3879	0.4228	0.4576	0.4923
Distribution du taux de combustion EVOE	R 47 A	0.1816	0.2017	0.2218	0.2419	0.2619	0.2818
	R 47 B	0.3124	0.3471	0.3816	0.4161	0.4504	0.4845
Distribution du taux de combustion APOLLO	R 47 A	0.1815	0.2015	0.2216	0.2416	0.2617	0.2817
	R 47 B	0.3122	0.3474	0.3816	0.4158	0.4500	0.4841

TABLEAU 3

ASSEMBLAGE	TAUX COMBUSTION CYCLE 2	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 3	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 4	% TC	TAUX DE COMBUSTION
588	9160	34	9665	36	8148	30	26973
598	9160	34	9665	36	8148	30	26973
509	9160	34	9665	36	8148	30	26973
502	9160	34	9665	36	8148	30	26973
20	7899	29	8730	32	10945	39	27584
12	7899	29	8730	32	10973	39	27602
23	7899	29	8730	32	10943	39	27582
14	7899	29	8730	32	10955	39	27594
6	6857	26	8747	33	11131	41	26735
18	6857	26	8747	33	11088	41	26692
3	6857	26	8747	33	11121	41	26724
16	6857	26	8747	33	11084	41	26688
21	6510	24	9310	35	11072	41	26872
10	6510	24	9310	35	11124	41	26944
24	6510	24	9310	35	11080	41	26900
8	6510	24	9310	35	11119	41	26939
37	5659	23	8709	35	10424	42	24792
30	5659	23	8709	35	10458	42	24826
39	5659	23	8709	35	10435	42	24803
28	5659	23	8709	35	10493	42	24861
26	5401	21	9433	38	10317	41	25151
40	5401	21	9433	38	10199	41	25033
29	5401	21	9433	38	10310	41	25144
38	5401	21	9433	38	10213	41	25047
19	4777	19	9414	38	10340	43	24531
11	4777	19	9414	38	10415	43	24606
22	4777	19	9414	38	10350	43	24541
13	4777	19	9414	38	10414	43	24605
55	4719	19	8811	35	11342	46	24872
17	4719	19	8811	35	11279	46	24809
2	4719	19	8811	35	11330	46	24860
15	4719	19	8811	35	11279	46	24809
25	4589	19	8091	34	11458	47	24138
9	4589	19	8091	34	11382	47	24062
32	4589	19	8091	34	11460	47	24140
7	4589	19	8091	34	11372	47	24052
4	4543	19	7767	33	11585	48	23895
31	4543	19	7767	33	11654	48	23964
1	4543	19	7767	33	11594	48	23904
27	4543	19	7767	33	11662	48	23972
REACTEUR	7140	29	7450	30	10200	41	24790

TABLEAU 4

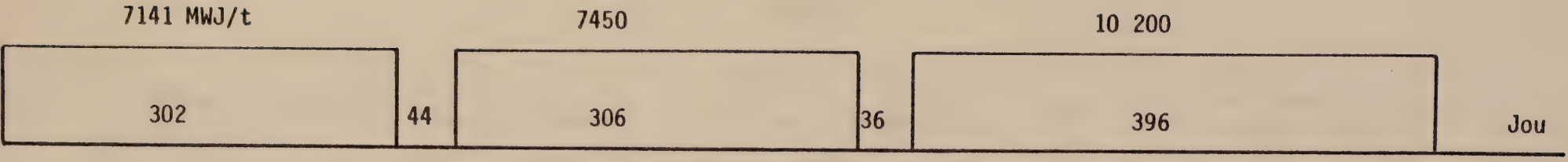
ASSEMBLAGE	TAUX COMBUSTION CYCLE 3	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 4	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 5	% TC	TAUX DE COMBUSTION
33	8300	31	11701	43	7049	26	27050
35	8231	30	11728	43	7181	27	27140
36	8322	31	11682	43	6971	26	26975
34	8301	30	16692	43	7257	27	27250
67	7190	26	12517	46	7508	28	27215
71	7202	27	12479	46	7239	27	26920
70	7222	26	12504	46	7479	28	27205
66	7259	27	12454	46	7259	27	26940
65	7301	27	12484	46	7475	27	27260
69	7195	27	12550	47	6800	26	26545
72	7315	27	12459	47	6951	26	26725
68	7230	26	12518	46	7752	28	27500
51	6053	24	12372	48	7285	28	25710
62	6120	23	12369	47	7858	30	26347
54	6078	24	12350	48	7187	28	25615
43	6125	23	12351	47	7779	30	26255
42	5969	23	12286	48	7400	29	25655
53	5898	23	12318	48	7514	29	25730
63	5974	23	12276	48	7475	29	25725
52	5919	23	12291	48	7520	29	25730
47	4674	19	12231	51	7220	30	24125
59	4583	18	12310	50	7912	32	24805
58	4690	19	12210	51	7170	30	24070
46	4598	18	12328	49	8154	33	25080
49	4563	18	12078	49	8034	33	24675
61	4608	19	12054	49	7703	32	24365
56	4589	18	12067	49	8084	33	24740
44	4619	19	12043	49	7723	32	24385
41	4902	21	11235	47	7678	32	23815
55	4839	20	11249	48	7542	32	23630
64	4907	21	11227	48	7376	31	23510
50	4858	20	11225	48	7447	32	23530
45	4998	21	10978	46	7749	33	23725
57	4944	20	11004	46	8222	34	24170
60	5012	21	10960	46	7778	33	23750
48	4977	21	10981	45	8222	34	24180
REACTEUR	7450	30	10200	41	7364	29	25014

TABLEAU 5

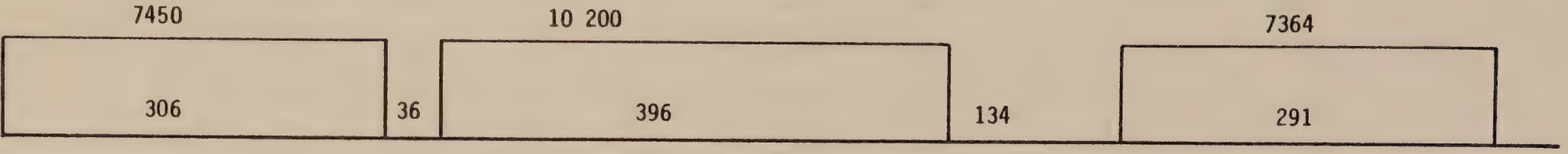
ASSEMBLAGE	TAUX COMBUSTION CYCLE 4	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 5	% TC	TAUX COMBUSTION CYCLE 6	% TC	TAUX DE COMBUSTION
78	11318	42	8667	32	7031	26	27030
91	11329	42	8618	32	7056	26	27020
92	11316	42	8669	32	7031	26	27030
79	11320	42	8627	32	7056	26	27020
75	9675	38	8525	33	7355	29	25555
90	9684	39	8741	35	6625	26	25050
95	9675	38	8525	33	7355	29	25555
80	9677	39	8748	35	6625	26	25050
77	9598	38	8564	34	6815	28	24990
94	9613	38	8757	35	6728	27	25110
93	9595	38	8567	34	6815	28	24990
76	9602	38	8768	35	6728	27	25110
73	7848	33	8699	36	7592	31	24140
88	7845	33	8892	37	7087	30	23840
97	7847	33	8700	36	7592	31	24140
82	7835	33	8902	37	7087	30	23840
81	8130	35	7952	34	6999	31	23090
96	8139	35	8627	37	6800	28	23580
89	8121	35	7961	34	6999	31	23090
74	8136	35	8629	37	6798	28	23577
84	6456	30	8174	38	6960	32	21590
99	6457	29	8875	40	6759	31	22091
102	6453	30	8177	38	6951	32	21581
87	6450	29	8875	40	6766	31	22091
86	6145	30	7477	36	6966	34	20588
101	6155	30	7183	35	7002	35	20340
100	6138	30	7484	36	6966	34	20588
85	6151	30	7187	35	7002	35	20340
89	6173	29	8169	38	7098	33	21440
101	6179	29	8023	38	7168	33	21370
110	6173	29	8169	38	7098	33	21440
99	6176	29	8026	38	7168	33	21370
96	5799	27	8306	39	7143	34	21250
108	5805	28	8087	38	7148	34	21040
103	5798	27	8309	39	7143	34	21250
90	5800	28	8092	38	7148	34	21040
REACTEUR	10200	43	7364	31	6306	26	23870

TABLEAU 6

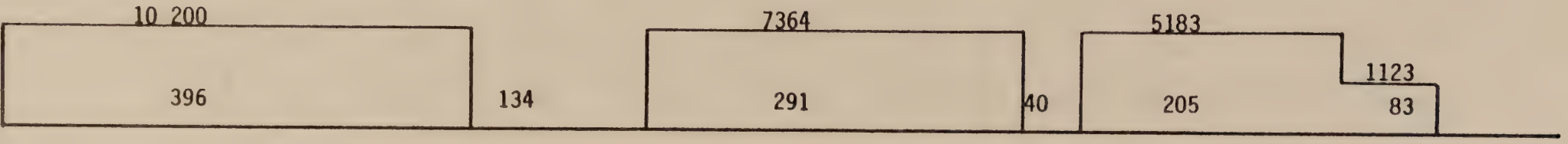
CYCLES 2 - 3 - 4



CYCLES 3 - 4 - 5



CYCLES 4 - 5 - 6



REACTEUR C.N.A:

FONCTIONNEMENT ET EPUISEMENT MOYEN PAR CYCLE

TABLEAU 7

TABLEAU 8

Assemblage	Taux de combustion	^{134}Cs Hist. Assemb.	^{134}Cs Hist. Réacteur	Ecart %	^{137}Cs Hist. Assemb.	^{137}Cs Hist. Réacteur	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Assemb.	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Réacteur	Ecart %
4	23895	6.98310^4	6.71310^4	+ 4.02	6.73710^4	6.71010^4	+ 0.40	1.03651	1.0004	+ 3.60
25	24138	7.09810^4	6.84910^4	+ 3.64	6.80410^4	6.77910^4	+ 0.37	1.04321	1.0103	+ 3.25
5	24872	7.47910^4	7.26910^4	+ 2.89	7.00910^4	6.98610^4	+ 0.33	1.06706	1.0405	+ 2.55
19	24531	7.17410^4	7.07210^4	+ 1.44	6.90610^4	6.89010^4	+ 0.23	1.03881	1.0264	+ 1.21
40	25033	7.41010^4	7.36210^4	+ 0.65	7.04210^4	7.03210^4	+ 0.14	1.05226	1.0469	+ 0.51
18	26692	8.40610^4	8.36310^4	+ 0.51	7.50610^4	7.5010^4	+ 0.08	1.11990	1.1151	+ 0.43
24	26900	8.53610^4	8.49310^4	+ 0.50	7.56510^4	7.55910^4	+ 0.08	1.12840	1.1236	+ 0.43
12	27602	8.88410^4	8.93810^4	- 0.60	7.75510^4	7.75710^4	- 0.03	1.14558	1.1522	- 0.58

Distribution Puissance Uniforme

C.N.A. CYCLES 2 - 3 - 4

ACTIVITE ^{134}Cs - ^{137}Cs - $^{134}Cs/^{137}Cs$

TABLEAU 9

Assemblage	Taux de combustion	^{134}Cs Hist. Assemb.	^{134}Cs Hist. Ecart	Ecart %	^{137}Cs Hist. Assemb.	^{137}Cs Hist. Ecart	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Assemb.	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Réacteur	Ecart %
4	23895	6.98310^4	6.82110^4	+ 2.37	6.73710^4	6.7250^4	+ 0.18	1.03651	1.01428	+ 2.19
25	24138	7.09810^4	6.95910^4	+ 2.00	6.80410^4	6.79410^4	+ 0.15	1.04321	1.02438	+ 1.84
5	24872	7.47910^4	7.38510^4	+ 1.27	7.00910^4	7.00110^4	+ 0.11	1.06706	1.05490	+ 1.15
19	24531	7.17410^4	7.18610^4	- 0.20	6.90610^4	6.90510^4	+ 0.01	1.03881	1.04073	- 0.18
40	25033	7.41010^4	7.48110^4	- 0.95	7.04210^4	7.04710^4	- 0.07	1.05226	1.06160	- 0.88
18	26692	8.40610^4	8.49710^4	- 1.07	7.50610^4	7.51610^4	- 0.13	1.11990	1.13051	- 0.94
24	26900	8.536410^4	8.62810^4	- 1.07.	7.56510^4	7.57510^4	- 0.13	1.12840	1.1395	- 0.94
12	27602	8.88410^4	9.08110^4	- 2.17	7.75510^4	7.77310^4	- 0.23	1.14558	1.16828	- 1.94

Distribution Puissance théorique

C.N.A. CYCLES 2 - 3 - 4

ACTIVITE ^{134}Cs - ^{137}Cs - $^{134}Cs/^{137}Cs$

TABLEAU 10

Assemblage	Taux de combustion	^{134}Cs Hist. Assemb.	^{134}Cs Hist. Ecart	Ecart %	^{137}Cs Hist. Assemb.	^{137}Cs Hist. Ecart	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Assemb.	$^{136}Cs/^{137}Cs$ Hist. Réacteur	Ecart %
55	23620	63020	61230	+ 2.92	66240	66030	+ 0.32	0.951	0.927	+ 2.60
48	24170	66730	64070	+ 4.15	67830	67570	+ 0.38	0.984	0.948	+ 3.78
59	24805	69560	67420	+ 3.17	69580	69350	+ 0.33	1.00	0.972	+ 2.89
63	25720	73130	72410	+ 1.00	72030 -	71910 -	+ 0.16	1.0015	1.007	+ 0.80
62	26350	77030	75940	+ 1.43	73790	73680	+ 0.15	1.044	1.031	+ 1.25
71	26920	78580	79210	+ 0.79	75280	75280	0	1.044	1.052	- 0.72
70	27200	80560 -	80840	- 0.35	76090	76060 -	- 0.04	1.059	1.062	- 0.30
34*	27250	83600	82060	- 1.84	76230	76160	- 0.09	1.0967	1.0775	- 1.75

* Assemblage d'enrichissement 4 %

C.N.A. CYCLES 3 - 4 - 5

ACTIVITE ^{134}Cs - ^{137}Cs - $^{134}Cs/^{137}Cs$

T10

ASSEMBLAGE	TAUX DE COMBUSTION	^{134}Cs HISTOIRE ASS.	^{134}Cs HISTOIRE REACT.	ECART %	^{137}Cs HISTOIRE ASS.	^{137}Cs HISTOIRE REACT.	ECART %	$^{134}Cs/^{137}Cs$ HISTOIRE ASS.	$^{134}Cs/^{137}Cs$ HISTOIRE REACT.	ECART %
101	20320	47900 -	45250 -	+5,85	57070 -	56780 -	+0,51	0.839	0.797	+5,28
102	21580	53720 -	51000 -	+5,34	60600 -	60320 -	+0,47	0.886	0.845	+4,79
81	23090	60320 -	58330 -	+3,40	64710 -	64550 -	+0,15	0.932	0.904	+3,11
73	24140	66610 -	63720 -	+4,54	67760 -	67500 -	+0,38	0.983	0.944	+4,14
90	25050	69200 -	68470 -	+1,07	70090 -	70000 -	+0,13	0.987	0.978	+0,91
95	25555	73010 -	71350 -	+2,33	71600 -	71480 -	+0,17	1.020	0.998	+2,20
92	27010	79710 -	79640 -	+0,08	75580	75560 -	+0,02	1.055	1.054	+0,09

C. N. A. CYCLES 4 - 5 - 6

ACTIVITES ^{134}Cs, ^{137}Cs, $^{134}Cs/^{137}Cs$

TABLEAU 11

DISTRIBUTION UNIFORME DU TAUX DE COMBUSTION

TABLEAU 12

Assemblage	Taux de combustion	^{134}Cs Hist. Assemb.	^{134}Cs Hist. Ecart	Ecart %	^{137}Cs Hist. Assemb.	^{137}Cs Hist. Ecart	Ecart %	$^{134}Cs/^{137}Cs$ Hist. Assemb.	$^{136}Cs/^{137}Cs$ Hist. Réacteur	Ecart %
01	20320	47900	47908	- 0.02	57070	57070	0	0.839	0.839	-
02	21580	53720	53998	- 0.51	60600	60625	- 0.04	0.886	0.891	- 0.56
99	22100		56617		64710				0.912	
81	23090	60320	61774	- 2.35	64710	64885	- 0.27	0.932	0.952	- 2.10
73	24140	66610	67487	- 1.30	67760	67850	- 0.13	0.983	0.995	- 1.21
90	25050	69200	72641	- 4.74	70090	70360	- 0.38	0.987	1.032	- 4.36
95	25555	73010	75583	- 3.40	71600	71842	- 0.34	1.020	1.052	- 3.04
92	27010	79710	84383	- 5.54	75580	75950	- 0.49	1.055	1.111	- 5.04

Histoire Réacteur théorique

C.N.A. CYCLES 4 - 5 - 6

ACTIVITE ^{134}Cs - ^{137}Cs - $^{134}Cs/^{137}Cs$

ASSEMBLAGE	TAUX COMBUST. DERNIER CYCLE	TAUX COMBUST. METHODE CALCUL	ECART %	ECART % SUR BURNUP MOYEN REACTEURS	ECART % SUR R 47
1	7002	5283	+ 32,5	- 14,9	+ 5,43
2	6951	5611	+ 23,9	- 9,6	+ 4,8
73	7592	6276	+ 21,0	+ 1,1	+ 4,1
4	11585	9830	+ 17,9	- 3,6	+ 3,6
48	8222	7009	+ 17,9	- 3,4	+ 3,8
81	6999	6003	+ 16,6	- 3,3	+ 3,1
25	11458	9897	+ 15,8	- 2,6	+ 3,3
5	11342	10197	+ 11,2	+ 0,3	+ 2,6
95	7355	6644	+ 10,7	+ 7,1	+ 2,2
55	7542	6850	+ 10,1	- 5,6	+ 3,8
59	7912	7195	+ 10,0	- 0,8	+ 2,9
62	7858	7642	+ 2,8	+ 5,3	+ 1,3
90	6625	6513	+ 1,7	+ 4,9	+ 0,9
18	11088	10943	+ 1,3	+ 7,7	+ 0,6
24	11080	11029	+ 0,5	+ 8,5	+ 0,6
63	7475	7460	+ 0,2	+ 2,8	+ 0,8
92	7031	7021	+ 0,1	+ 13,2	+ 0,1
40	10200	10262	- 0,6	+ 1,0	- 0,6
12	10973	11316	- 3,0	+ 9,7	- 0,5
70	7479	7888	- 5,2	+ 8,7	- 0,3
71	7239	7807	- 7,3	+ 7,6	- 0,7

TABLEAU 13

stribution uniforme du Taux de Combustion

TABLEAU 14

EVALUATION DES RAPPORTS D'ACTIVITES EN FONCTION
DU TAUX DE COMBUSTION

01.07.1980

Rapports \ Taux de Comb.	18000	21000	24000	27000	30000	33000
R 47 A	0.0978	0.1137	0.1293	0.1446	0.1597	0.1745
R 47 B	0.1769	0.2054	0.2335	0.2612	0.2885	0.3152
R 144	0.4710	0.4655	0.4604	0.4557	0.4515	0.4478

Combustible 4 % déchargement fin du cycle 4

Rapports \ Taux de Comb.	18000	21000	24000	27000	30000	33000
R 47 A	0.1347	0.1564	0.1777	0.1987	0.2191	0.2388
R 47 B	0.2434	0.2825	0.3211	0.3589	0.3974	0.4317
R 144	1.205	1.192	1.179	1.167	1.157	1.148

Combustible 4,2 % déchargement fin du cycle 5

Rapports \ Taux de Comb.	18000	21000	24000	27000	30000	33000
R 47 A	0.1817	0.2120	0.2421	0.2722	0.3020	0.3318
R 47 B	0.3106	0.3623	0.4137	0.4649	0.5158	0.5664
R 144	2.2523	2.2249	2.1992	2.1748	2.1517	2.1298

Combustible 4,2 % déchargement fin cycle 6

TABLEAU 15

Assemblage	Face Mesurée	Date de la Mesure	Taux de combustion (MWJ/t)	^{134}Cs /^{137}Cs(R47B) Taux de Combustion	Ecart %	^{144}Ce/^{137}Cs Ecart en jours
06	2/4	0281	26735	26016	- 02.68	+ 39.09
22	2/4	0281	24540	24224	- 01.28	- 73.05
03	2/4	0281	26725	25745	- 03.66	- 29.61
13	2/4	0281	24605	24652	+ 00.19	+ 60.81
16	2/4	0281	26700	25389	- 04.90	+ 23.78
11	2/4	0281	24600	23927	- 02.73	- 15.30
15	2/4	0281	24810	24554	- 01.03	- 34.36
05	2/4	0281	24872	24478	- 01.58	- 12.13
24	2/4	0281	26900	25663	- 04.59	- 27.83
21	2/4	0281	26890	25815	- 03.99	- 91.06
08	2/4	0281	26940	25708	- 04.57	- 09.60
28	2/4	0281	24861	24478	- 01.54	+ 36.81
10	2/4	0281	26944	25664	- 04.74	- 20.70
02	1/3	0780	24860	24850	- 00.04	+ 68.30
30	1/3	0780	24826	24514	- 01.25	+ 45.50
26	1/3	0780	25150	25380	+ 00.91	+ 57.95
29	1/3	0780	25144	24336	- 03.21	+ 54.56
+39	2/4	0780	24803	24424	- 01.52	+ 54.56
+37	2/4	0780	24792	24694	- 00.39	+ 41.36
+40	2/4	0780	25033	24770	- 01.05	+ 42.69
+38	1/3	0780	25047	22523	- 10.07	+ 40.87

+ Assemblage avec source Ra be

LOT : 4 C.N.A.

DECHARGE LE 11.08.1974

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU TEMPS DE REFROIDISSEMENT

COMPARAISON AUX VALEURS ANNONCEES PAR LA CENTRALE

TABLEAU 16

Assemblage	Face Mesurée	Date de la Mesure	Taux de combustion (MWJ/t)	^{134}Cs /^{137}Cs(R47B) Taux de Combustion	Ecart %	^{144}Ce/^{137}Cs Ecart en jours
50	2/4	0281	23530	25402	+ 07.95	- 44.46
64	1/3	0281	23510	24968	+ 06.20	- 56.03
41	2/4	0281	23815	24985	+ 04.91	- 37.16
34**	2/4	0281	27250	26655	- 01.45	- 60.32
45	2/4	0281	23735	25402	+ 07.02	- 38.99
36**	2/4	0281	26975	27108	+ 00.05	- 74.07
57	1/3	0281	24170	25368	+ 04.95	- 65.17
58	1/3	0281	24070	25497	+ 05.92	- 17.23
35**	2/4	0281	27140	27260	+ 00.37	- 74.18
55	2/4	0281	23630	24707	+ 04.55	- 50.47
60	2/4	0281	23750	25170	+ 05.97	- 25.72
33**	2/4	0281	27050	26750	- 01.11	- 00.45
47	2/4	0281	24125	25269	+ 04.74	- 45.81
48	2/4	0281	24180	25567	+ 05.73	- 98.05
44	2/4	0281	24385	26075	+ 06.93	- 59.26
44	1/3	0281	24385	26476	+ 08.57	- 75.77
61	2/4	0281	24365	25659	+ 05.31	- 49.92
62	2/4	0281	26347	27316	+ 03.67	- 13.03

LOT : 5 C.N.A.

DECHARGE LE 11.10.1975

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU TEMPS DE REFROIDISSEMENT

COMPARAISON AUX VALEURS ANNONCEES PAR LA CENTRALE

** Enrichissement 4,0 %

TABLEAU 17

Assemblage	Face Mesurée	Date de la mesure	Taux de Combustion (MW/t)	$^{134}Cs/^{137}Cs$ (R47B) Taux de Combustion	Ecart %	$^{144}Cs/^{137}Cs$ Ecart en jours
90	2/4	0780	25050	26493	+ 05.75	+ 17.16
90	2/4	0281	25050	26284	+ 04.92	- 06.62
92	2/4	0780	27030	27045	+ 00.05	+ 11.78
92	2/4	0281	27030	27596	+ 02.09	- 87.71
78	2/4	0780	27030	28251	+ 04.51	+ 39.15
78	2/4	0281	27030	27465	+ 01.60	- 63.41
79	2/4	0281	27020	27871	+ 03.14	- 62.99
91	2/4	0281	27020	27430	+ 01.51	- 44.62
93	1/3	0780	24990	27141	+ 08.60	+ 27.99
77	2/4	0780	24990	26991	+ 08.00	+ 33.68
80	1/3	0780	25050	26839	+ 07.14	+ 11.29
75	2/4	0780	25570	27098	+ 05.97	+ 08.73
95	1/3	0780	25570	27648	+ 08.12	+ 24.41
95	2/4	0780	25570	27563	+ 07.79	+ 53.25
95	2/4	0780	25570	27220	+ 06.45	+ 26.20
95	2/4	0281	25570	26483	+ 03.56	- 90.99
94	2/4	0780	25110	26363	+ 04.98	+ 56.25
76	1/3	0780	25110	26185	+ 04.28	+ 40.74
82	2/4	0281	23840	25292	+ 06.09	- 03.68
88	1/3	0281	23840	25143	+ 07.56	- 01.03
81	2/4	0281	23090	25143	+ 08.89	- 11.80
96	1/3	0281	23580	24921	+ 05.68	- 02.73
89	2/4	0281	23090	24718	+ 07.05	- 51.24
74	1/3	0281	23580	24970	+ 05.89	- 08.02
+01	2/4	0281	20340	22791	+ 12.04	- 22.25
+01	1/3	0281	20340	22909	+ 12.62	- 03.53
+01	1/3	0780	20340	22729	+ 11.74	+ 90.62
+85	1/3	0780	20340	23467	+ 15.37	+ 17.62

+ Assemblage avec source Ra be

LOT : 6 C.N.A.

DECHARGE LE 03.09.1976

DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU TEMPS DE REFROIDISSEMENT

COMPARAISON AUX VALEURS ANNONCEES PAR LA CENTRALE

TABLEAU 18

LOT 4		LOT 5		LOT 6	
DISSOLUTION	ECART %	DISSOLUTION	ECART %	DISSOLUTION	ECART %
DISSO Nº 1	+ 1.32	DISSO Nº 9	+ 10.2	DISSO Nº 19	+ 10.6
DISSO Nº 2	- 0.10	DISSO Nº 10	+ 9.6	DISSO Nº 20	+ 7.0
DISSO Nº 3	+ 3.78	DISSO Nº 11	+ 7.5		
DISSO Nº 4	- 0.78	DISSO Nº 12	+ 6.4		
DISSO Nº 5	+ 1.95	DISSO Nº 13	+ 4.9		
DISSO Nº 6	- 0.05	DISSO Nº 14	+ 7.6		
DISSO Nº 7	- 1.75	DISSO Nº 15	+ 9.0		
DISSO Nº 8	- 1.09	DISSO Nº 16	+ 5.0		
		DISSO Nº 17	+ 4.6		
		DISSO Nº 18	+ 5.7		

ECART EN % ENTRE TAUX DE COMBUSTION

DETERMINE PAR SPECTROMETRIE GAMMA ET PAR CORRELATION

SUR ANALYSES DESTRUCTIVES

REACTEUR C. N. A.

MASSE DE PLUTONIUM
EN GRAMMES

Nº DISSOLUTION		Masse de Plutonium (bilan gravimétrique)	Masse de Plutonium annoncée par la Centrale	Ecart %	Masse de Plutonium obtenue avec I - Gamma	Ecart %
LOT 4	1	5454-8	5391-6	-1,16	5402-	-0,97
	2	5443-5	5377-5	-1,21	5365-	-1,44
	3	5415-3	5271-4	-2,66	5370-	-0,84
	4	5508-1	5381-1	-2,31	5323-	-3,35
	5	5375-5	5319-0	-1,05	5301-	-1,39
	6	2823-4	2772-6	-1,80	2726-	-3,45
	7	5641-0	5560-0	-1,44	5487-	-2,73
	8	5432-2	5254-0	-3,28	5243-	-3,48
TOTAL LOT 4		41093-8	40327-2	-1,87	40217-	-2,13
LOT 5	9	2647-	2572	-2,83	2715-	+2,57
	10	5463,2	5213-3	-4,57	5513-	+0,91
	11	2846-8	2757-3	-3,14	2860-	+0,46
	12	2643-5	2559-5	-3,18	2658-	+0,55
	13	5625-8	5357-0	-4,78	5530-	-1,70
	14	2669-5	2565-	-3,91	2704-	+1,29
	15	2640-9	2597-3	-1,65	2616-	-0,94
	16	5602-4	5393-	-3,74	5589	-0,24
	17	2658-2	2594-3	-2,40	2654-	-0,16
	18	5563-3	5394-0	-3,04	5570	+0,12
TOTAL LOT 5		38360,6	37002-7	-3,54	38409-	+0,12
	19	2941-	2868-5	-2,47	2930-	-0,37
	20	5492-	5453-7	-0,70	5733-	+4,39
TOTAL LOT 6		8433-	8322-2	-1,31	8663-	+2,73

TABLEAU 19

NEUTRONS EMIS DANS UN COMBUSTIBLE UO2 PAR GRAMME D'ISOTOPE

ISOTOPES	PERIODE FISSION SPONTANEE	NEUTRONS EMIS PAR FISSION SPONTANEE	NEUTRONS EMIS PAR (α,n)/OXYDE	NB TOTAL DE NEUTRONS EMIS	% FISSION SPONTANEE	% REACTIONS (α,n)/OXYDE
^{232}U	$7,778\ 10^{13}$	1,105	$2,042\ 10^{4}$	$2,042\ 10^{4}$	0,005	99,995
^{233}U	$1,225\ 10^{17}$	/	6,358	6,358	/	100,
^{234}U	$2,037\ 10^{16}$	0,0047	3,871	3,876	0,12	99,88
^{235}U	$2,707\ 10^{17}$	0,0005	$8,9\ 10^{-4}$	$1,39\ 10^{-3}$	35,97	64,03
^{236}U	$1,951\ 10^{16}$	$4,928\ 10^{-3}$	$2,95\ 10^{-2}$	$3,443\ 10^{-2}$	14,31	85,69
^{238}U	$8,198\ 10^{15}$	$1,10\ 10^{-2}$	$9,9\ 10^{-5}$	$1,11\ 10^{-2}$	99,11	0,89
^{236}Pu	$3,520\ 10^{9}$	$3,56\ 10^{4}$	$6,516\ 10^{5}$	$6,872\ 10^{5}$	5,18	94,82
^{238}Pu	$4,769\ 10^{10}$	$2,51\ 10^{3}$	$1,814\ 10^{4}$	$2,065\ 10^{4}$	12,15	87,85
^{239}Pu	$5,480\ 10^{15}$	0,0217	52,50	52,522	0,04	99,96
^{240}Pu	$1,311\ 10^{11}$	906,0	197,0	1103,0	82,14	17,86
^{241}Pu	/	/	1,7	1,7	/	100,0
^{242}Pu	$6,836\ 10^{10}$	1679,0	2,688	1681,69	99,84	0,16
^{241}Am	$1,055\ 10^{14}$	1,2	3612,0	3613,2	0,03	99,97
^{242m}Am	$8,813\ 10^{11}$	149,5	40,90	190,4	78,52	21,48
^{243}Am	$3,3545\ 10^{13}$	/	184,4	184,4	/	100,0
^{242}Cm	$6,555\ 10^{6}$	$2,078\ 10^{7}$	$4,726\ 10^{6}$	$2,55\ 10^{7}$	81,47	18,53
^{243}Cm	/	/	$5,687\ 10^{4}$	$5,687\ 10^{4}$	/	100,0
^{244}Cm	$1,342\ 10^{7}$	$1,164\ 10^{7}$	$1,011\ 10^{5}$	$1,174\ 10^{7}$	99,14	0,86
^{245}Cm	/	/	167,3	167,3	/	100,0
^{246}Cm	$1,8123\ 10^{7}$	$9,407\ 10^{6}$	139,4	$9,407\ 10^{6}$	$\simeq$ 100	/
^{248}Cm	$4,113\ 10^{6}$	$4,021\ 10^{7}$	2,575	$4,021\ 10^{7}$	$\simeq$ 100	/
^{250}Cf	$1,70\ 10^{4}$	$1,0965\ 10^{10}$	$1,56\ 10^{5}$	$1,0965\ 10^{10}$	$\simeq$ 100	/
^{252}Cf	85,372	$2,3096\ 10^{12}$	$7,676\ 10^{5}$	$2,3096\ 10^{12}$	$\simeq$ 100	

TABLEAU 20

* Réactions (α, n) Bair et Del Campo /30/

NEUTRONS EMIS PAR GRAMME DE NUCLEIDE DANS UN COMBUSTIBLE UO2

ISOTOPES	PERIODE FISSION SPONTANEE	NEUTRONS EMIS PAR FISSION SPONTANEE	NEUTRONS EMIS PAR (α,n)/OXYDE	NB TOTAL DE NEUTRONS EMIS	% FISSION SPONTANEE	% REACTIONS (α,n)/OXYDE
^{232}U	$7,778\ 10^{13}$	1,105	$1,188\ 10^{4}$	$1,188\ 10^{4}$	0,009	99,991
^{233}U	$1,225\ 10^{17}$	/	3,57	3,57	/	100.
^{234}U	$2,037\ 10^{16}$	0,0047	2,27	2,275	0,22	99,78
^{235}U	$2,707\ 10^{17}$	0,0005	$6,88\ 10^{-4}$	$1,20\ 10^{-3}$	42,67	57,33
^{236}U	$1,951\ 10^{16}$	$4,928\ 10^{-3}$	$1,82\ 10^{-2}$	$2,315\ 10^{-2}$	21,29	78,71
^{238}U	$8,198\ 10^{15}$	$1,10\ 10^{-2}$	$6,314\ 10^{-5}$	$1,106\ 10^{-2}$	99,43	0,57
^{236}Pu	$3,520\ 10^{9}$	$3,56\ 10^{4}$	$3,736\ 10^{5}$	$4,092\ 10^{5}$	8,70	91,30
^{238}Pu	$4,769\ 10^{10}$	$2,51\ 10^{3}$	$1,014\ 10^{4}$	$1,265\ 10^{4}$	19,81	80,19
^{239}Pu	$5,480\ 10^{15}$	0,0217	29,50	29,52	0,08	99,92
^{240}Pu	$1,311\ 10^{11}$	906,0	109,62	1015,62	89,21	10,79
^{241}Pu	/	/	1,12	1,12	/	100,0
^{242}Pu	$6,836\ 10^{10}$	1679,0	1,55	1680,55	99,91	0,09
^{241}Am	$1,055\ 10^{14}$	1,2	2092,0	2093,2	0,06	99,94
^{242m}Am	$8,813\ 10^{11}$	149,5	27,33	176,83	84,54	15,46
^{243}Am	$3,355\ 10^{13}$	/	110,35	110,35	/	100,0
^{242}Cm	$6,555\ 10^{6}$	$2,078\ 10^{7}$	$2,721\ 10^{6}$	$2,35\ 10^{7}$	88,43	11,57
^{243}Cm	/	/	$3,607\ 10^{4}$	$3,607\ 10^{4}$	/	100,0
^{244}Cm	$1,342\ 10^{7}$	$1,164\ 10^{7}$	$5,688\ 10^{4}$	$1,170\ 10^{7}$	99,51	0,49
^{245}Cm	/	/	102,5	102,5	/	100,0
^{246}Cm	$1,812\ 10^{7}$	$9,407\ 10^{6}$	120,4	$9,407\ 10^{6}$	100	/
^{248}Cm	$4,113\ 10^{6}$	$4,021\ 10^{7}$	2,25	$4,021\ 10^{7}$	100	/
^{250}Cf	$1,70\ 10^{4}$	$1,0965\ 10^{10}$	$1,30\ 10^{5}$	$1,0965\ 10^{10}$	100	/
^{252}Cf	85,372	$2,3096\ 10^{12}$	$7,31\ 10^{5}$	$2,3096\ 10^{12}$	100	/

TABLEAU 21

* Réactions (α,n) Lisken et Paulsen /32/

Enrichissement U5 en % masse / Taux combustion	2.956	3.358	3.763	4.009	4.20	4.40
20000.	860,65	878,01	893,91	902,68	909,07	915,39
24000.	870,73	890,96	909,93	920,74	928,75	936,80
28000.	874,50	896,63	917,81	930,06	939,22	948,52
32000.	874,50	898,04	920,90	934,26	944,33	954,60

COEFFICIENTS D DE LA RELATION

MASSE TOTALE DE PLUTONIUM = D (Emission neutronique) ^{0,125}

REACTEUR 15 x 15 de TYPE C.N.A.

TABLEAU 22

TAUX DE COMBUSTION MWJ/T \ U5/UTOTAL	1.9 %	2.18 %	2.38 %	2.53 %	2.80 %	3.19 %	3.36 %
20000.	717.50	732.61	750.93	758.28	764.27	794.91	798.20
24000.	716.07	731.87	751.47	759.60	766.66	797.28	800.50
28000.	710.85	726.75	746.83	755.37	763.42	794.13	798.12
32000.	703.15	718.95	739.46	748.20	755.87	787.05	791.01
36000.	694.26	709.81	731.49	740.23	764.81	777.61	780.78

VALEURS DU COEFFICIENT D DE LA RELATION

MASSE TOTALE DU Pu = D (Emission neutronique) ^{0,125}

REACTEUR 15 x 15 gainage Zr

TABLEAU 23

U5/UTOTAL MASSE / TAUX COMBUSTION	2.65	3.20	4.50
20000.	791.857	820.392	791.75
24000.	797.536	828.904	799.30
28000.	798.561	831.192	808.20
32000.	796.287	829.440	811.73
36000.	791.473	824.818	811.49
40000.	784.940	818.286	810.50

VALEURS DU COEFFICIENT D DE LA RELATION

MASSE TOTALE DU PLUTONIUM = D (EMISSION NEUTRONIQUE)^{0,125}

REACTEUR DE TYPE 17 x 17 FESH

TABLEAU 24

DESACTIVATION / TAUX DE COMBUSTION	2 ANS	3 ANS	4 ANS	5 ANS	6 ANS	7 ANS
20000.	889.75	902.68	905.45	905.86	905.83	905.79
24000.	911.24	920.74	922.57	922.69	922.57	922.49
28000.	923.13	930.06	931.08	930.87	930.52	930.26
32000.	929.37	934.26	934.60	934.05	933.43	932.94

COEFFICIENTS Di DE LA RELATION

MASSE TOTALE DE PLUTONIUM = $D\ E^{0,125}$

REACTEUR 15 x 15 DE TYPE C.N.A.

TABLEAU 25

ENRICHISSEM. EN % MASSE / TAUX DE COMBUSTION	2.956	3.358	3.763	4.009	4.20	4.40
20000.	0.9453	0.9644	0.9818	0.9915	0.9985	1.0054
24000.	0.9564	0.9786	0.9994	1.0113	1.0201	1.0289
28000.	0.9605	0.9848	1.0081	1.0215	1.0316	1.0418
32000.	0.9605	0.9864	1.0115	1.0261	1.0372	1.0485

VALEURS DU COEFFICIENT CORRECT f K DE

MASSE TOTALE DU PLUTONIUM = $K(E,I)\ 910{,}46E^{0,125}$

REACTEUR DE TYPE 15 x 15 C.N.A.

$$f(I) = 0.78477 + 1.3875\ 10^{-5}\ I - 2.2030\ 10^{-10}\ I^2$$

$$f(E) = 0.740162 + 8.67594\ E - 41.3653\ E^2$$

TABLEAU 26

ENRICHISSEMENT % / TAUX DE COMBUSTION	1.9	2.18	2.38	2.53	2.80	3.19	3.36
20000.	0.9474	0.9673	0.9915	1.0012	1.0091	1.0496	1.0539
24000.	0.9455	0.9663	0.9922	1.0030	1.0123	1.0527	1.0570
28000.	0.9386	0.9596	0.9861	0.9974	1.0080	1.0486	1.0538
32000.	0.9284	0.9493	0.9764	0.9879	0.9980	1.0392	1.0444
36000.	0.9167	0.9372	0.9658	0.9774	0.9861	1.0267	1.0309

VALEURS DU COEFFICIENT CORRECTIF K DE

MASSE TOTALE DU PLUTONIUM = $K(E,I)\ 757.36\ E^{0,125}$

REACTEUR 15 x 15 GAINE ZIRCALOY

TABLEAU 27

ENRICHISSEMENT EN % / TAUX DE COMBUSTION	2.65	3.20	4.50
20000.	0.9782	1.0135	0.9781
24000.	0.9853	1.0240	0.987
28000.	0.9865	1.0268	0.998
32000.	0.9837	1.0247	1.003
36000.	0.9778	1.0190	1.003
40000.	0.9697	1.0109	1.001

VALEURS DU COEFFICIENT K DE LA RELATION

MASSE TOTALE DU PLUTONIUM = $K(E,I)\ 809{,}47\ E^{0,125}$

REACTEUR DE TYPE 17 x 17

TABLEAU 28

ENRICHISSEMENT EN % / TAUX DE COMBUSTION	2.956	3.358	3.673	4.009	4.20	4.40
20 000	- 1.02	- 0.51	+ 0.02	+ 0.37	+ 0.58	+ 0.94
24 000	- 0.49	- 0.28	- 0.06	+ 0.09	+ 0.20	+ 0.33
28 000	+ 0.05	+ 0.05	+ 0.05	+ 0.05	+ 0.05	+ 0.06
32 000	+ 0.32	+ 0.17	- 0.02	- 0.14	- 0.23	- 0.32

ECARTS $\frac{\text{CORRELATION - CALCUL}}{\text{CALCUL}}$ EN %

REACTEUR 15 x 15 DE TYPE C.N.A.

TABLEAU 29

								1,33	1,67	1,56	1,55	1,61	1,77	1,32
	1,82	2,23	2,01	1,93	1,93	1,96	1,93	1,56	1,38	1,32	1,32	1,37	1,49	1,76
	2,06	1,53	1,37	1,38	1,32	1,33	1,32	1,25	1,20	1,19	1,20	1,25	1,36	1,59
	1,71	1,26	1,13	1,09	1,09	1,11	1,12	1,12	1,11	1,11	1,13	1,18	1,28	1,51
	1,53	1,13	1,01	0,99	1,00	1,03	1,05	1,06	1,05	1,06	1,08	1,13	1,24	1,46
	1,42	1,04	0,94	0,92	0,99	1,02	1,10	1,06	1,02	1,02	1,04	1,09	1,21	1,46
	1,33	0,97	0,87	0,88	0,94	1,11	1,45	1,16	0,99	1,02	1,06	1,06	1,20	1,53
	1,20	0,89	0,81	0,82	0,93	1,34		1,40	1,02	0,95	0,95	1,02	1,20	1,65
0,72	0,89	0,77	0,73	0,75	0,82	0,98	1,29	1,03	0,91	0,88	0,90	0,97	1,15	1,59
0,83	0,72	0,67	0,66	0,68	0,71	0,78	0,85	0,83	0,81	0,81	0,84	0,91	1,08	1,51
0,70	0,62	0,59	0,60	0,61	0,64	0,67	0,70	0,72	0,73	0,75	0,79	0,86	1,03	1,48
0,63	0,56	0,54	0,55	0,56	0,58	0,61	0,64	0,66	0,68	0,71	0,75	0,83	1,0	1,41
0,58	0,52	0,51	0,52	0,54	0,56	0,59	0,62	0,65	0,67	0,71	0,75	0,84	1,03	1,49
0,59	0,54	0,53	0,54	0,56	0,60	0,65	0,70	0,74	0,77	0,80	0,86	0,97	1,24	1,15
0,44	0,65	0,65	0,68	0,73	0,79	0,89	1,04	1,10	1,13	1,16	1,24	1,40	1,13	

TABLEAU 30

DISTRIBUTION DE L'EMISSION NEUTRONIQUE REACTEUR DE TYPE 15 X 15 C.N.A.

								1,061	1,113	1,097	1,096	1,104	1,126	1,060
	1,133	1,182	1,156	1,147	1,147	1,151	1,147	1,097	1,069	1,060	1,060	1,068	1,087	1,125
	1,162	1,093	1,067	1,060	1,060	1,061	1,060	1,047	1,039	1,037	1,039	1,047	1,066	1,101
	1,118	1,050	1,025	1,019	1,019	1,022	1,024	1,023	1,021	1,022	1,026	1,035	1,053	1,089
	1,093	1,026	1,002	0,997	1,00	1,006	1,001	1,012	1,011	1,012	1,017	1,026	1,045	1,082
	1,075	1,009	0,987	0,983	0,990	1,004	1,020	1,012	1,005	1,004	1,008	1,019	1,041	1,082
	1,061	0,994	0,972	0,973	0,987	1,022	1,081	1,032	1,005	0,997	1,00	1,012	1,039	1,092
	1,039	0,975	0,957	0,960	0,985	1,063		1,073	1,005	0,989	0,990	1,004	1,038	1,110
0,935	0,977	0,946	0,937	0,942	0,959	0,995	1,054	1,006	0,981	0,974	0,978	0,993	1,029	1,102
0,963	0,933	0,919	0,917	0,922	0,932	0,949	0,966	0,961	0,956	0,957	0,964	0,981	1,017	1,089
0,929	0,906	0,897	0,898	0,903	0,911	0,920	0,929	0,933	0,936	0,942	0,951	0,969	1,007	1,078
0,907	0,886	0,880	0,882	0,887	0,894	0,903	0,911	0,917	0,923	0,931	0,942	0,961	1,00	1,074
0,894	0,874	0,870	0,873	0,879	0,887	0,897	0,906	0,914	0,921	0,930	0,942	0,964	1,007	1,086
0,897	0,878	0,875	0,880	0,888	0,899	0,913	0,928	0,938	0,946	0,954	0,968	0,993	1,045	1,029
0,843	0,914	0,915	0,924	0,936	0,953	0,975	1,008	1,020	1,025	1,032	1,045	1,072	1,026	

TABLEAU 31

DISTRIBUTION MICROSCOPIQUE DE TAUX DE COMBUSTION REACTEUR DE TYPE 15 X 15 C.N.A.

	Plutonium Analyses	Plutonium annoncé par la Centrale	Ecart %	Plutonium mesures du Flux neutronique	Ecart %	Plutonium corrélations isotopiques	Ecart %
Disso 1	5454.8	5391.6	- 1,16	5584.1	+ 2,37	5380.1	- 1,37
Disso 2	5443.5	5377.5	- 1,21	5538.5	+ 1,74	5353.7	- 1,65
Disso 3	5415.3	5271.4	- 2,66	5477.0	+ 1,14	5245.1	- 3,14
Disso 4	5508.1	5381.1	- 2,31	5534.1	+ 0,47	5369.0	- 2,53
Disso 5	5375.5	5319.0	- 1,05	5454.7	+ 1,47	5239.3	- 2,53
Disso 6	2823.4	2772.6	- 1,80	2825.8	+ 0,09	2731.0	- 3,27
Disso 7	5641.0	5560.0	- 1,44	5693.2	+ 0,92	5512.0	- 2,29
Disso 8	5432.2	5254.0	- 3,28	5436.8	+ 0,08	5216.2	- 3,98
Total lot	41093.8	40327.2	- 1,86	41544.2	+ 1,10	40046.4	- 2,55
Disso 9	2647.0	2572.4	- 2,82	2652.7	+ 0,21	2606.9	- 1,51
Disso 10	5463.2	5213.3	- 4,57	5448.2	- 0,27	5227.4	- 4,32
Disso 11	2846.8	2757.3	- 3,14	2846.8	/	2756.4	- 3,18
Disso 12	2643.5	2559.5	- 3,18	2658.5	+ 0,57	2666.3	+ 0,86
Disso 13	5625.8	5357.0	- 4,78	5557.2	- 1,22	5425.1	- 3,57
Disso 14	2669.5	2565.0	- 3,91	2677.6	- 0,30	2589.5	- 3,0
Disso 15	2640.9	2597.3	- 1,65	2676.4	+ 1,34	2596.0	- 1,70
Disso 16	5602.4	5393.0	- 3,74	5600.0	- 0,04	5421.3	- 3,23
Disso 17	2658.2	2594.3	- 2,40	2669.8	+ 0,44	2566.3	- 3,46
Disso 18	5563.3	5394.0	- 3,04	5571.5	+ 0,15	5415.4	- 2,66
Total lot	38360.6	37002.7	- 3,54	38358.7	/	37270.6	- 2,84
Disso 19	2941.0	2868.5	- 2,47	2936.4	- 0,16	2835.5	- 3,59
Disso 20	5491.8	5453.7	- 0,70	5662.1	+ 3,10	5412.2	- 1,45
Total lot	8432.8	8322.2	- 1,31	8598.5	+ 1,97	8247.7	- 2,20

TABLEAU 32

MASSES DE PLUTONIUM - MESURES DU FLUX NEUTRONIQUE (Normalisation à la disso n°11)
REACTEUR C.N.A.

ASSEMBLAGE	LOT	FACTEUR CORRECTIF
090	6	0.76361
048	5	0.76142
061	5	0.76252
036	5	0.76381
005	4	0.76144
008	4	0.76434
047	5	0.76251
078	6	0.76357
079	6	0.76375
028	4	0.76215
062	5	0.76228
010	4	0.76489
015	4	0.76384

FACTEUR CORRECTIF AXIAL

$$\frac{\int_n E_n^{0,125}}{\left(\int_n E_n\right)^{0,125}}$$

TABLEAU 33

FIGURES

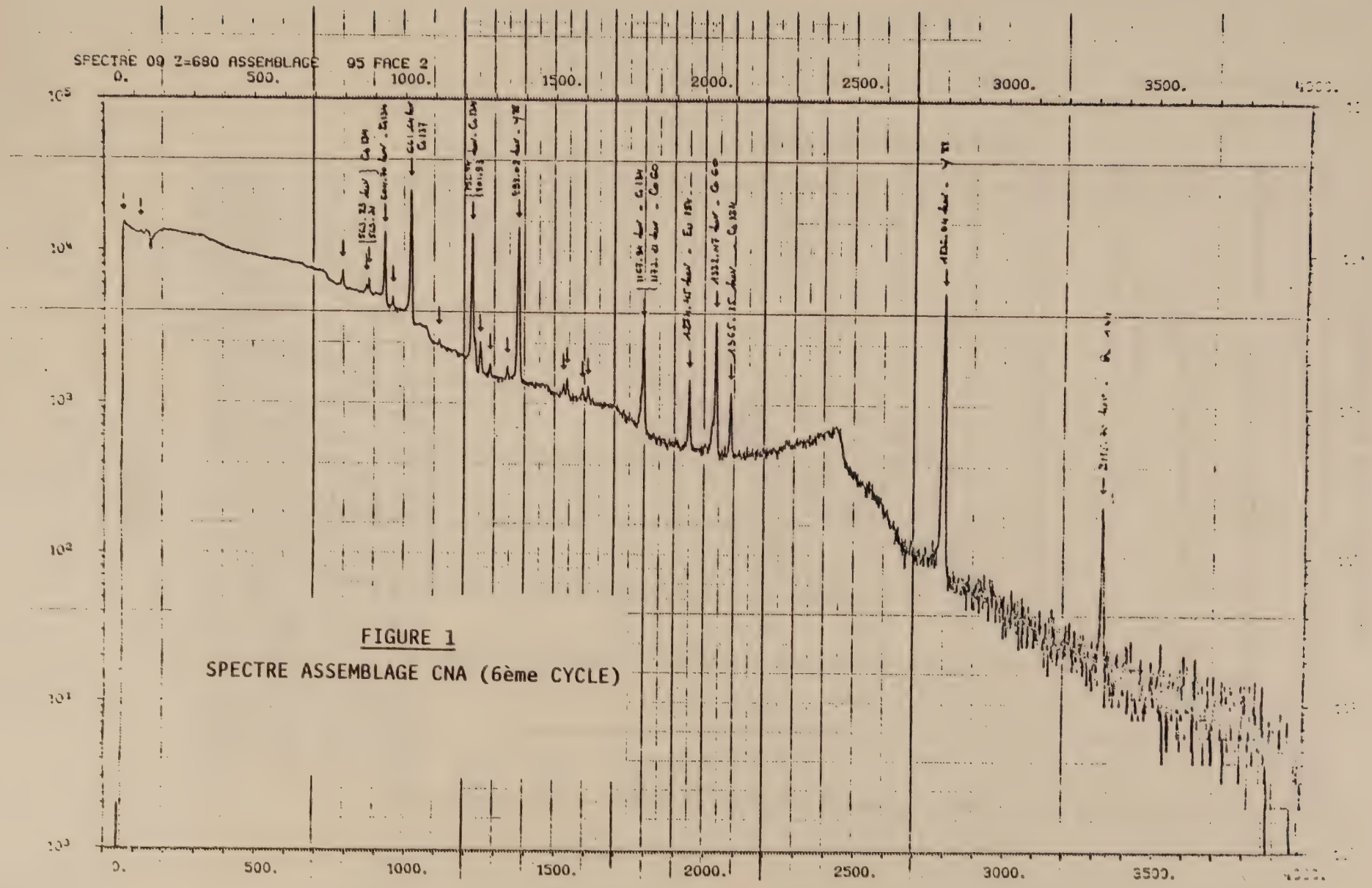
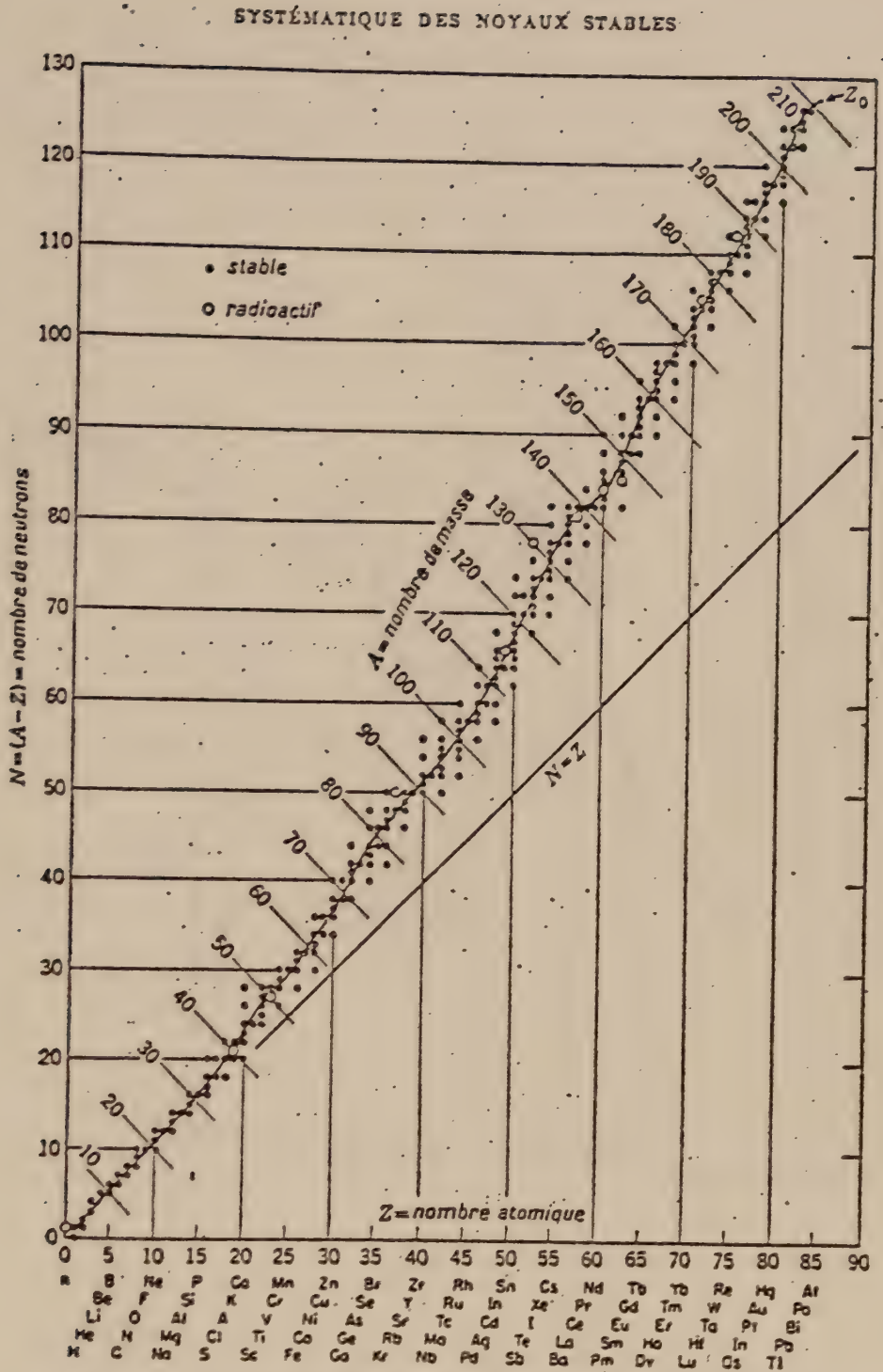


FIGURE 1

SPECTRE ASSEMBLAGE CNA (6ème CYCLE)



— . — Les nuclides naturels pour $Z \leqslant 83$. Les cercles indiquent les nuclides radioactifs repris dans le tableau 3.1 Pour $Z > 80$, tous les nuclides naturels et artificiels sont indiqués dans un autre diagramme N Z (chap. 16, fig. 3.1). La ligne en trait plein indique la variation de Z_0, qui représente le fond de la vallée de masse-énergie, ou « ligne de stabilité β » (chap. 11). [S 80, K 33]. Les éléments chimiques sont identifiables par leurs symboles le long de l'axe des Z.

FIGURE 2

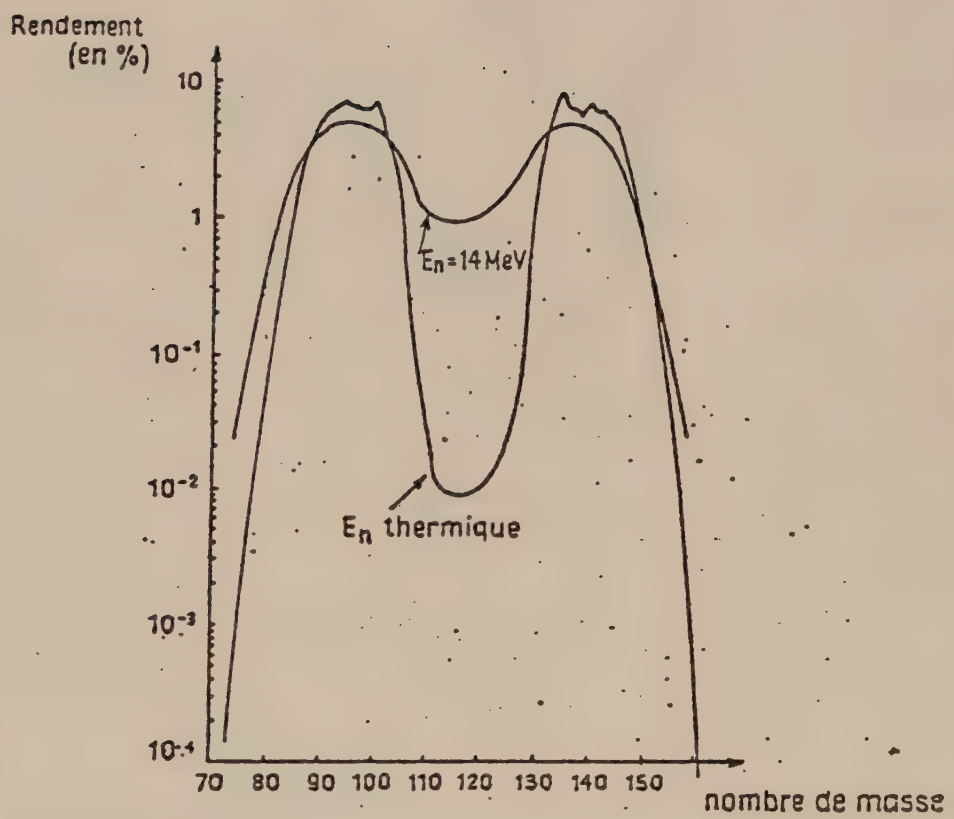

Rendement
(en %)
10
1
10^{-1}
10^{-2}
10^{-3}
10^{-4}
E_n=14 MeV
E_n thermique
70 80 90 100 110 120 130 140 150
nombre de masse

FIGURE 3

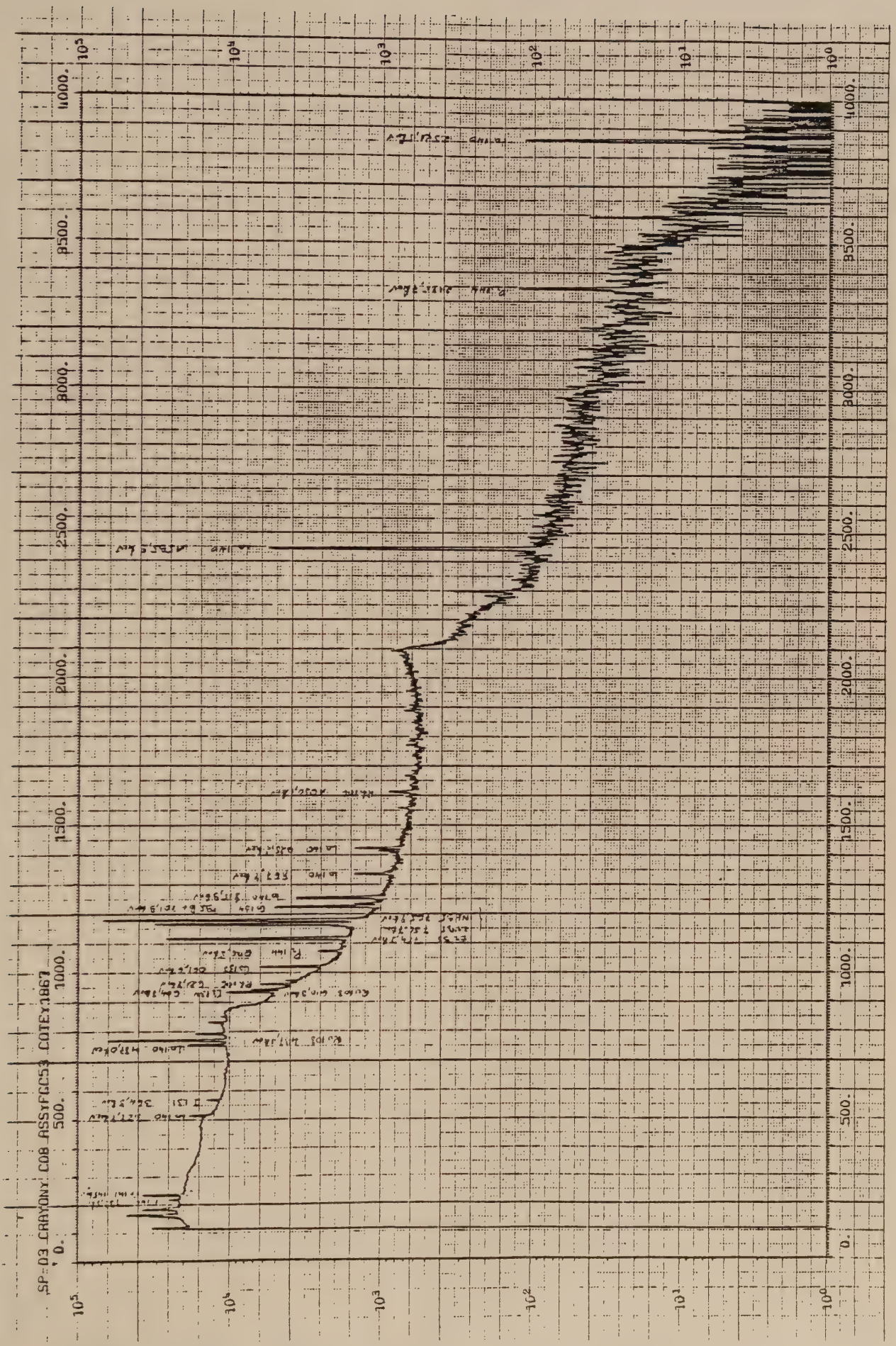
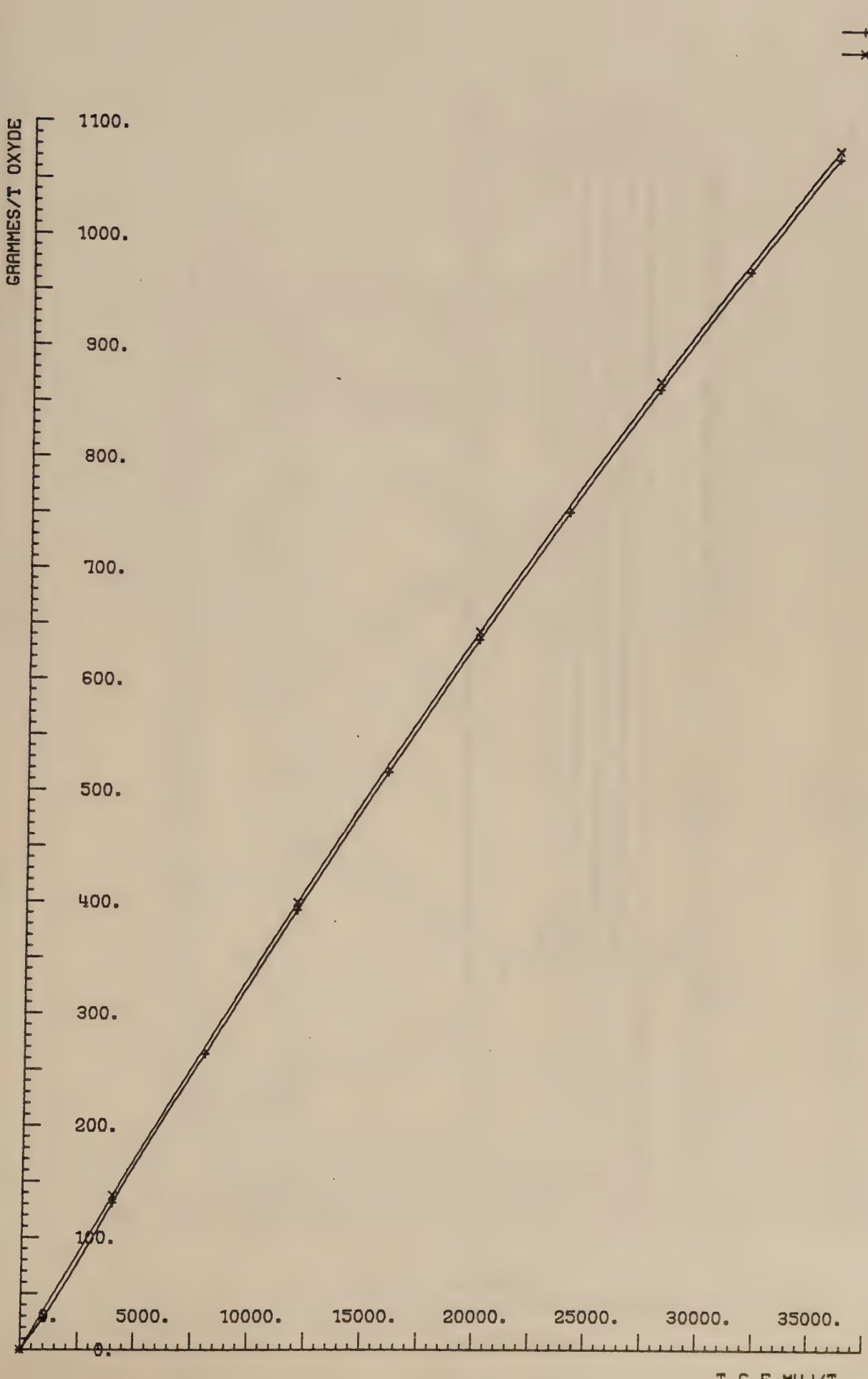

SP-03 CRAYONY COB ASSYFGC53 COTEY1867
0.
500.
1000.
1500.
2000.
2500.
8000.
8500.

FIGURE 4

: 5

EVOLUTION DE LA MASSE DE 133 CESIUM

REACTEUR C.N.A ENRICHISSEMENT 4.0%(U5/UTOT



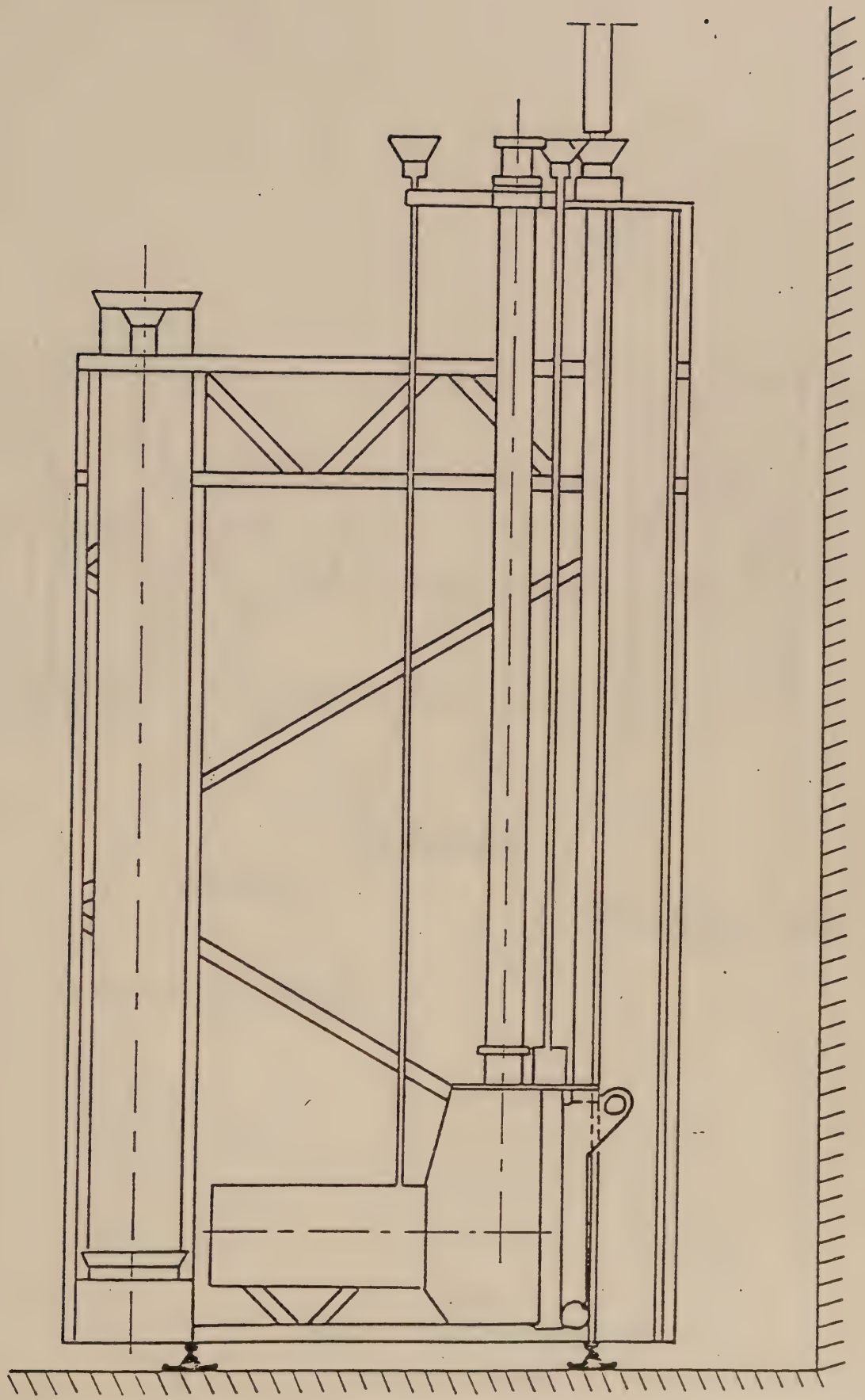


FIGURE 6

INSTALLATION DE SPECTROMETRIE 8

(vue de côté)

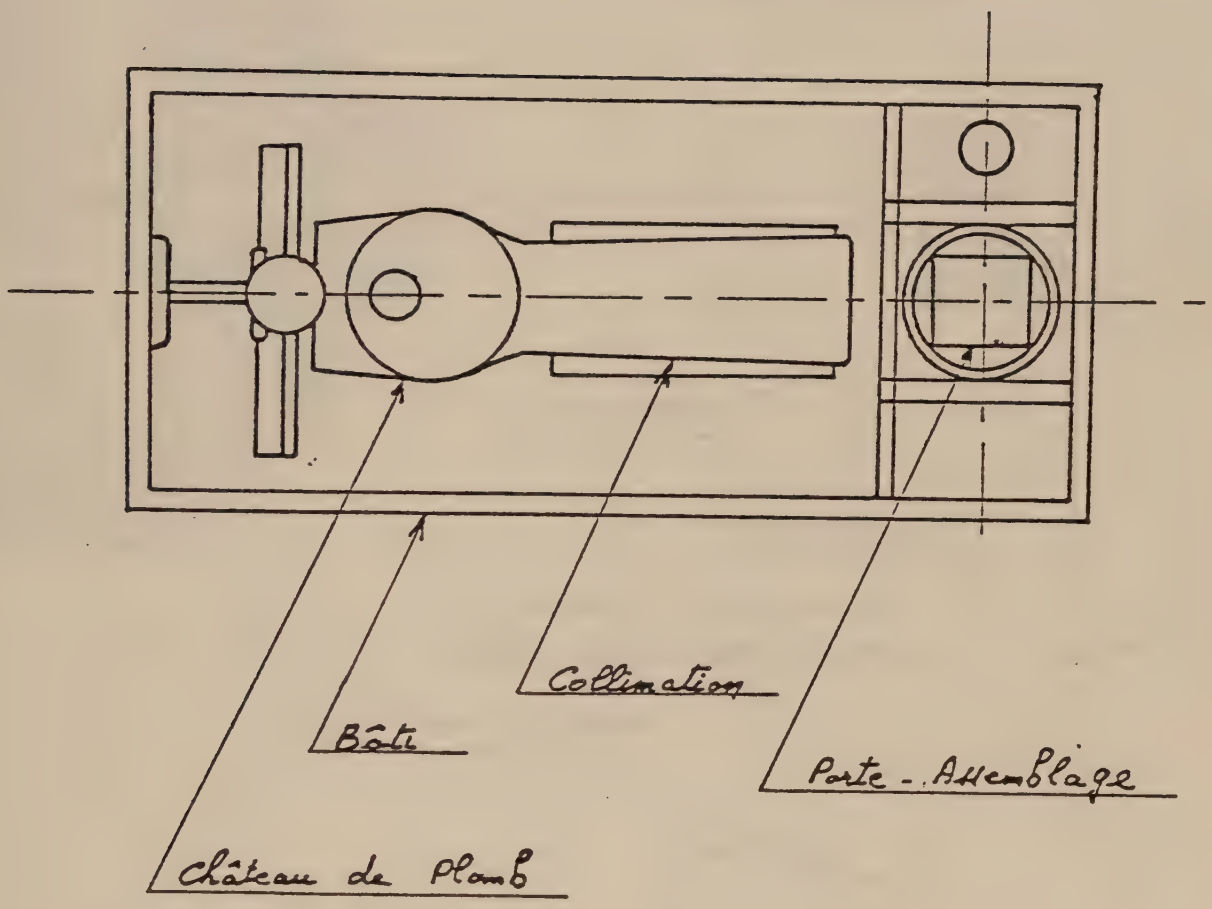


FIGURE 7

INSTALLATION DE SPECTROMETRIE γ

(vue de dessus)

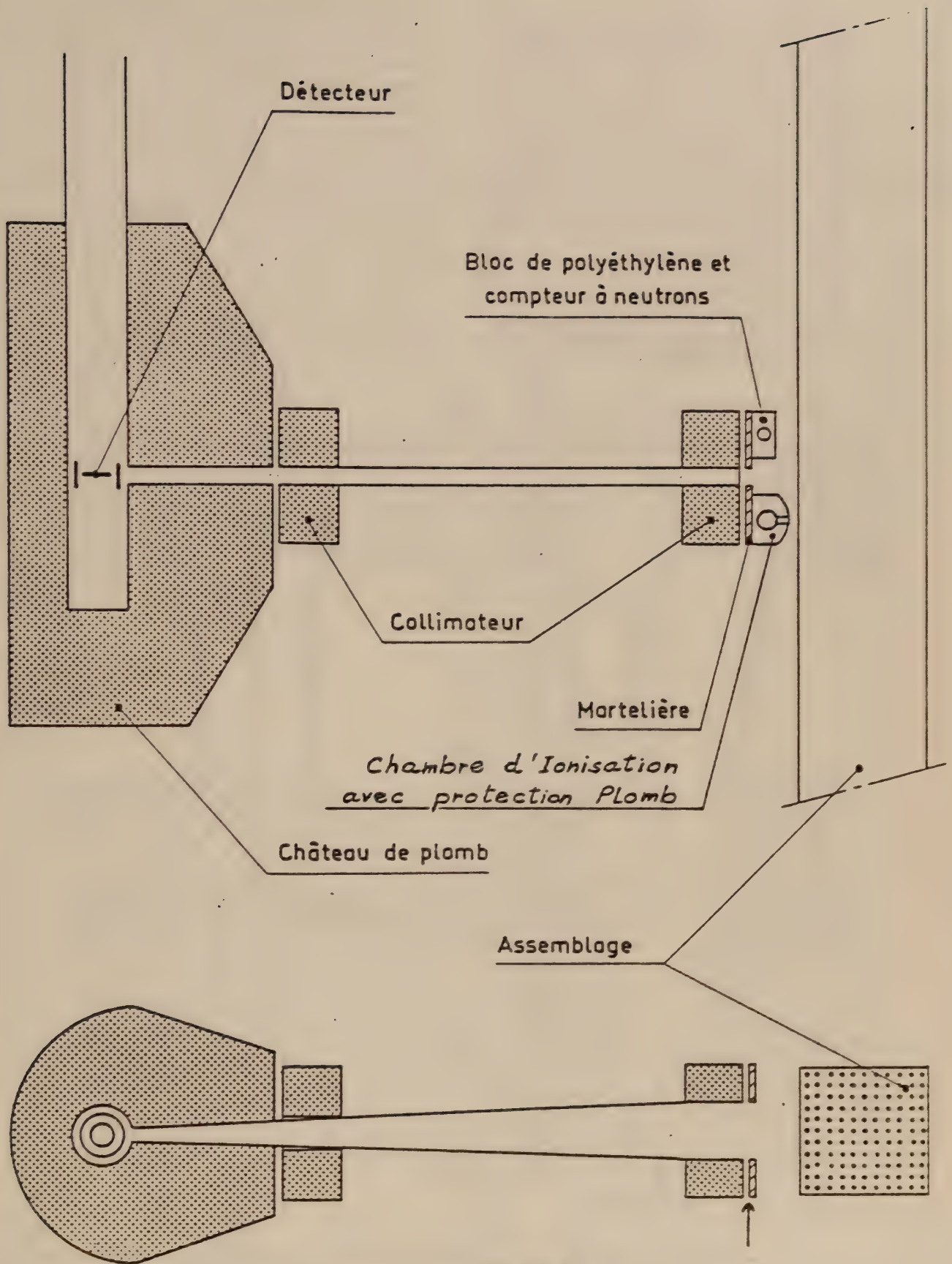


FIGURE 8

SCHEMA DE L'INSTALLATION AVEC
DETECTEUR Ge.HP

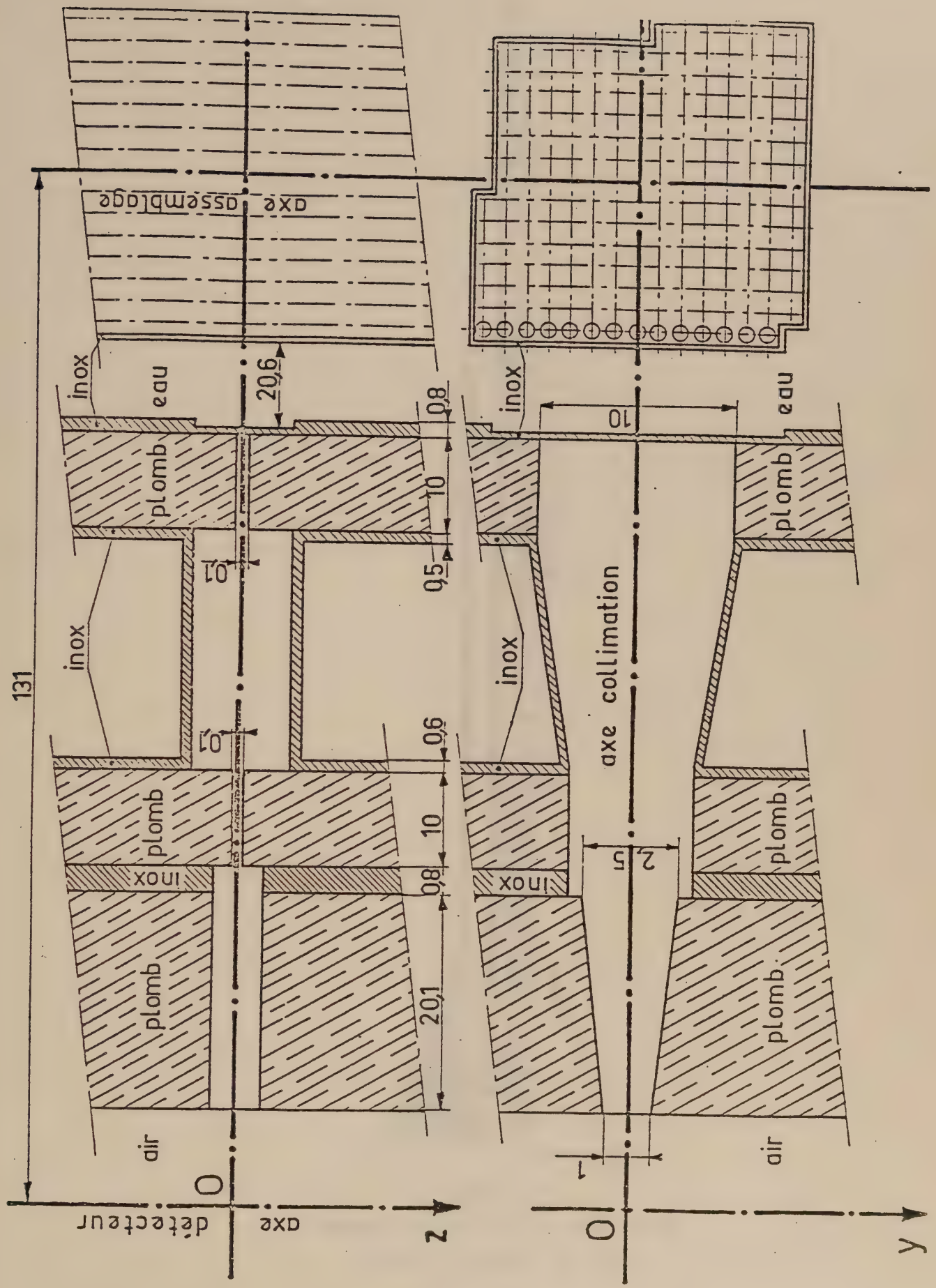


FIGURE 9

ENSEMBLE - DETECTEUR - COLLIMATION - ASSEMBLAGE

(côtés en cm)

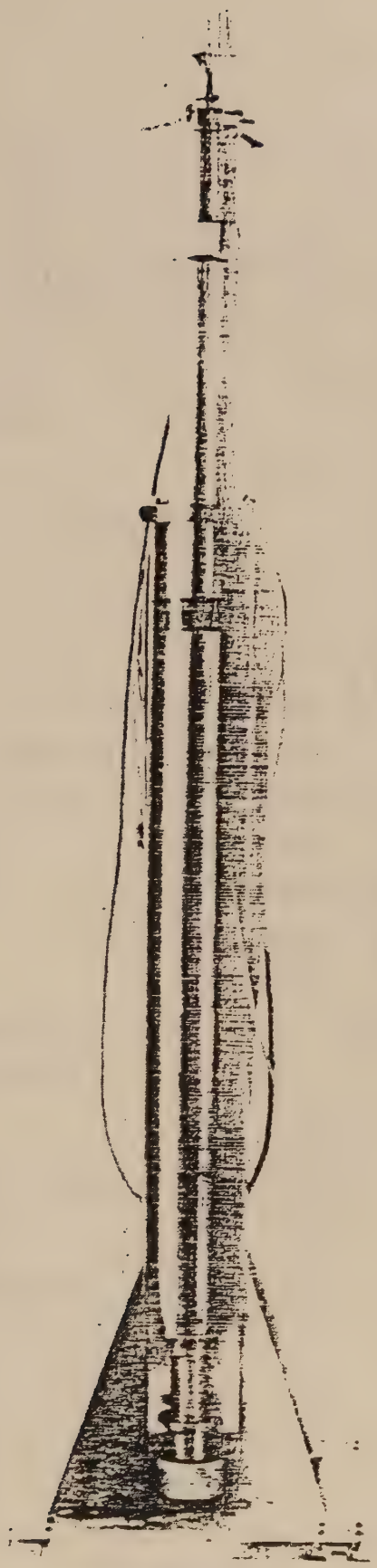


FIGURE 9 bis

ENSEMBLE DE DETECTION AVEC Ge-HP

POUR L'APPAREIL DE CMA

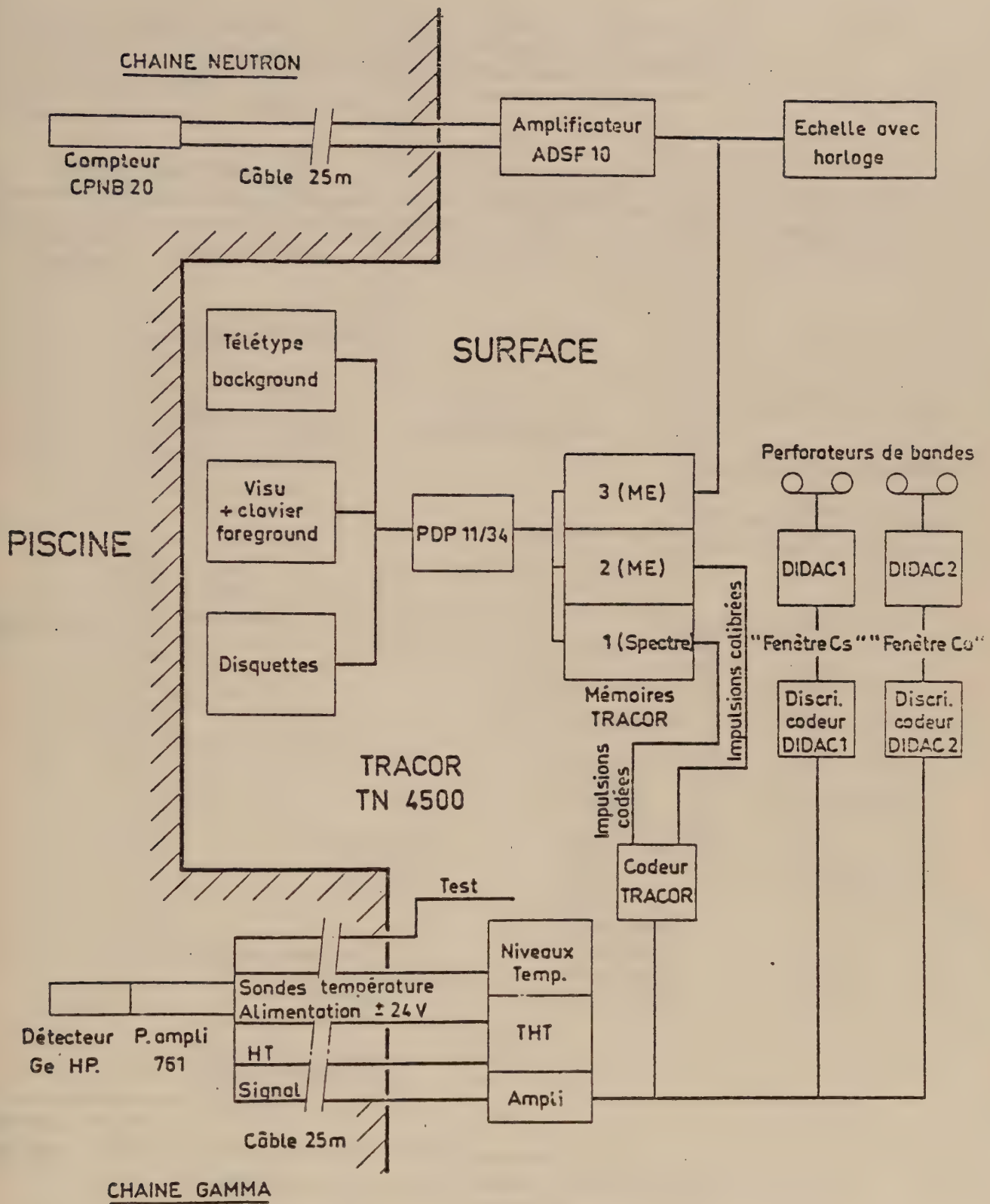


FIGURE 10

SYNOPTIQUE DES VOIES D'ACQUISITION
(1ère Phase)

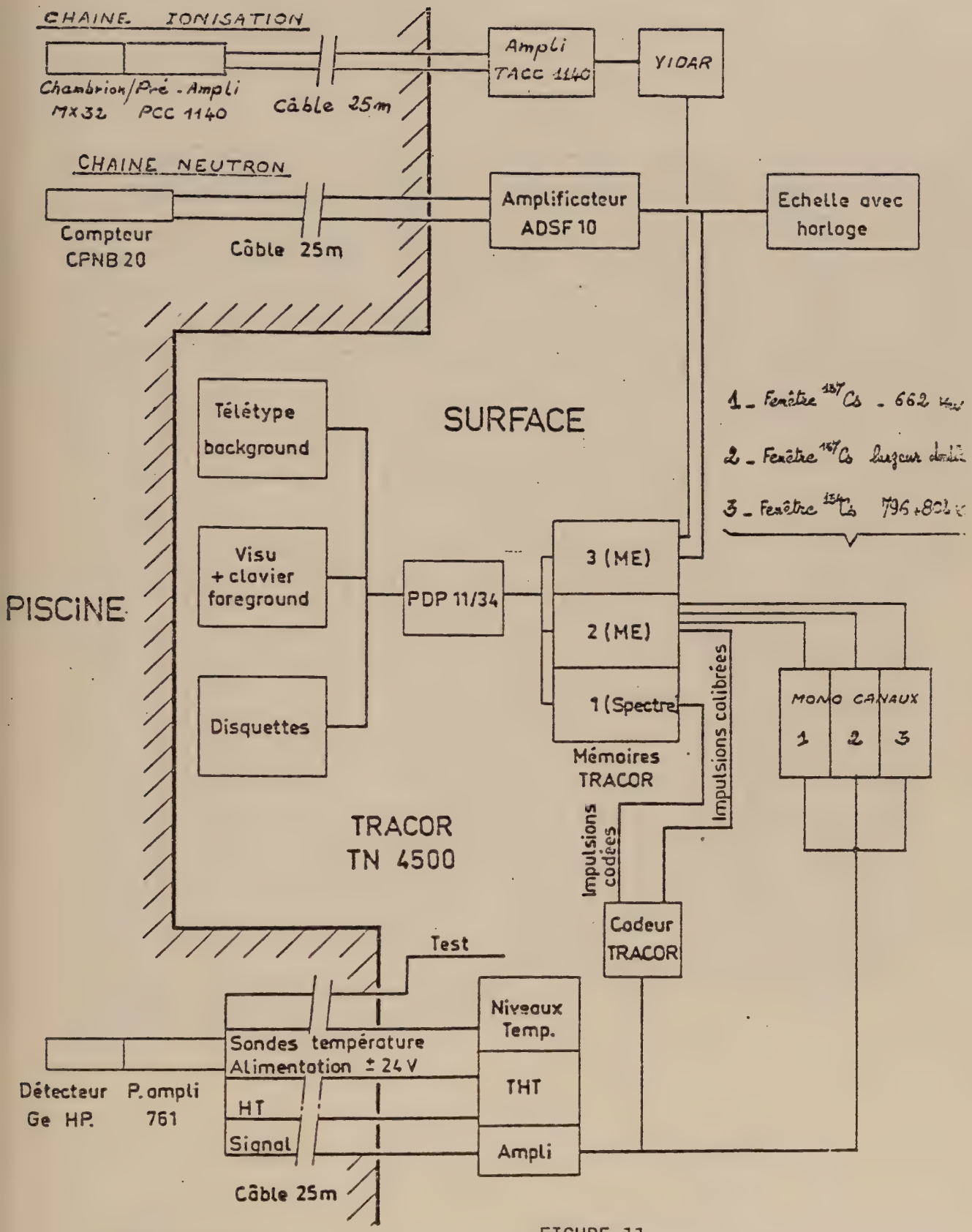


FIGURE 11

SYNOPTIQUE DES VOIES D'ACQUISITION
(1ère Phase)

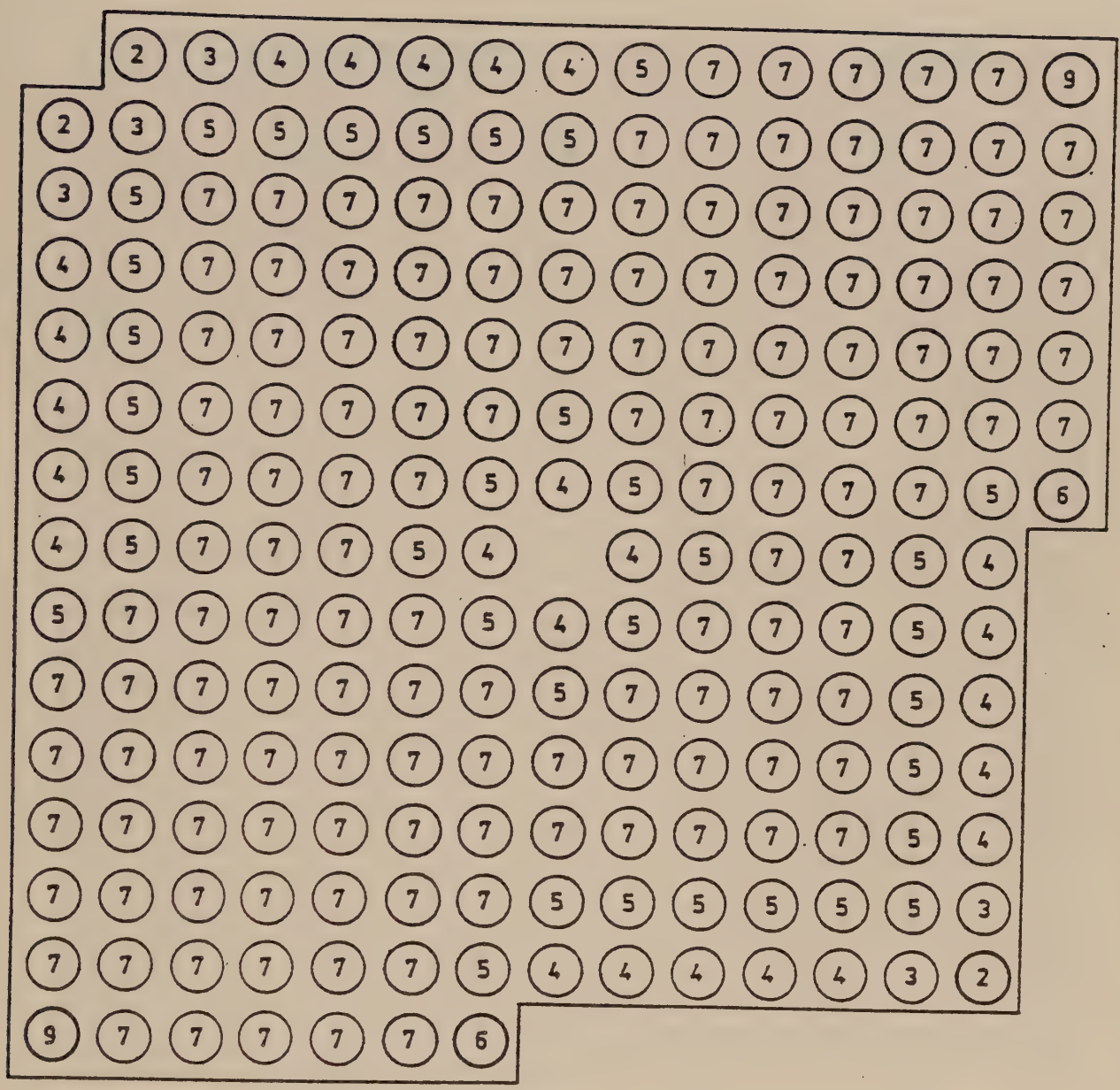


FIGURE 12

TYPE DE CELLULE DANS LE CALCUL
D'UN ASSEMBLAGE

8	8	8	8	8	8	8	8	9	10	10	10	10	10	9	9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	9	8
8	9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	9
8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10
8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10
8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10
8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10
8	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	5	6	5	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10
8	10	10	10	10	10	10	8	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	8	10	10	10	10	10	10
9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	5	4	1	4	5	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	5	3	1	3	5	5	5	5	5	5	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	5	5	5	5	5	5	3	2	1	2	3	4	4	4	4	4	5	7	7	10	10	10
9	10	10	10	7	7	5	4	4	4	4	4	3	2	1	1	1	1	1	1	1	1	1	6	7	7	10	10	10
9	10	10	10	7	7	6	1	1	1	1	1	1	1	1	1	2	3	4	4	4	4	4	5	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	5	4	4	4	4	4	3	2	1	2	3	5	5	5	5	5	5	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	5	5	5	5	5	5	3	1	3	5	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	5	4	1	4	5	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10
10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	9
10	10	10	10	10	10	10	8	10	10	7	7	5	4	1	4	5	7	7	10	10	10	8	10	10	10	10	10	8
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	5	6	5	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	8
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	8
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	7	7	7	7	7	7	7	7	7	10	10	10	10	10	10	10	10	10	8
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	8
10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	8
9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	9	8
8	9	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	10	9	9	10	10	10	10	10	9	8	8	8	8	8	8	8

FIGURE 13

SUPER CELLULE DE 4 ASSEMBLAGES

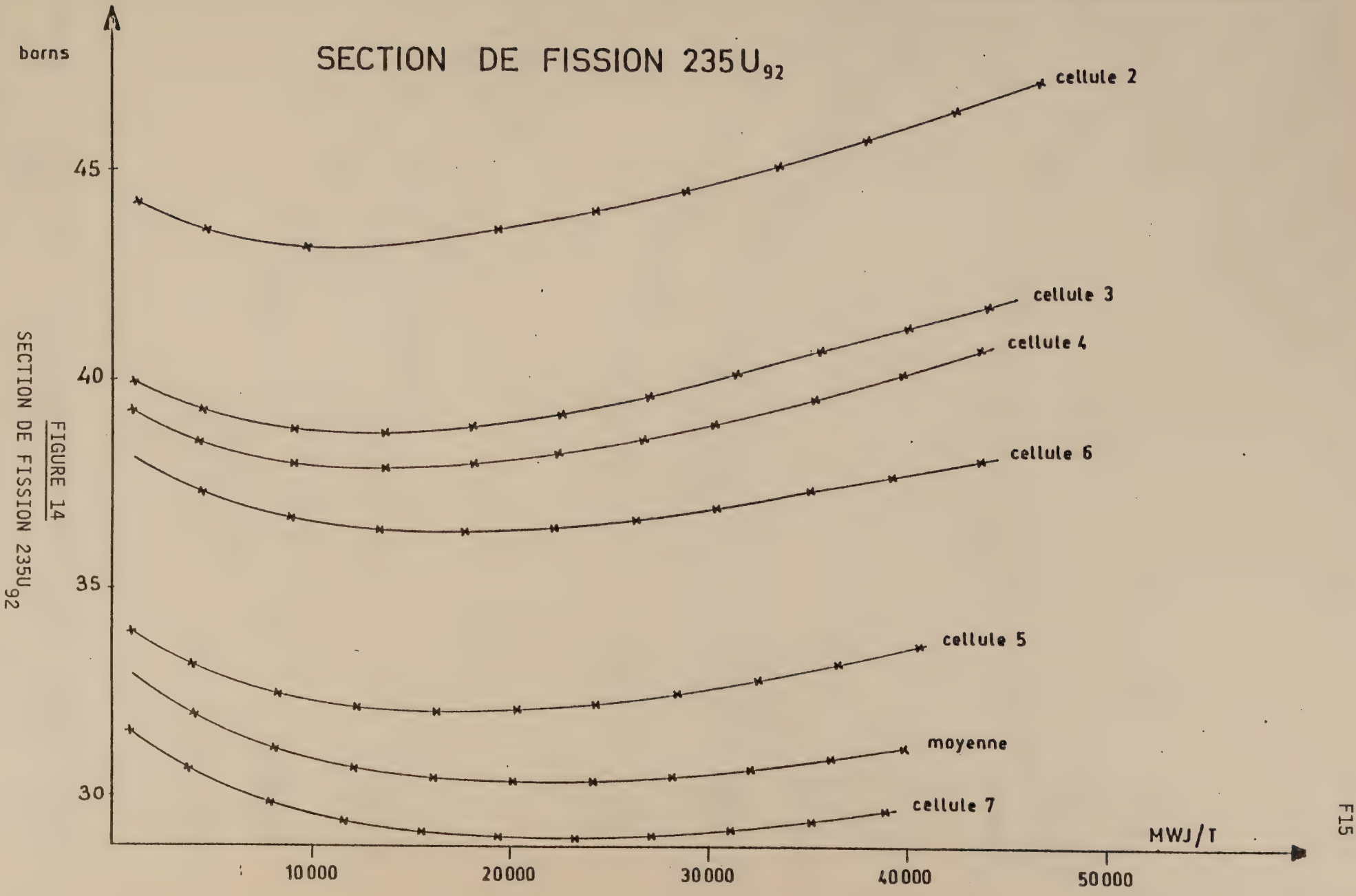


FIGURE 14
SECTION DE FISSION $235U_{92}$

F15

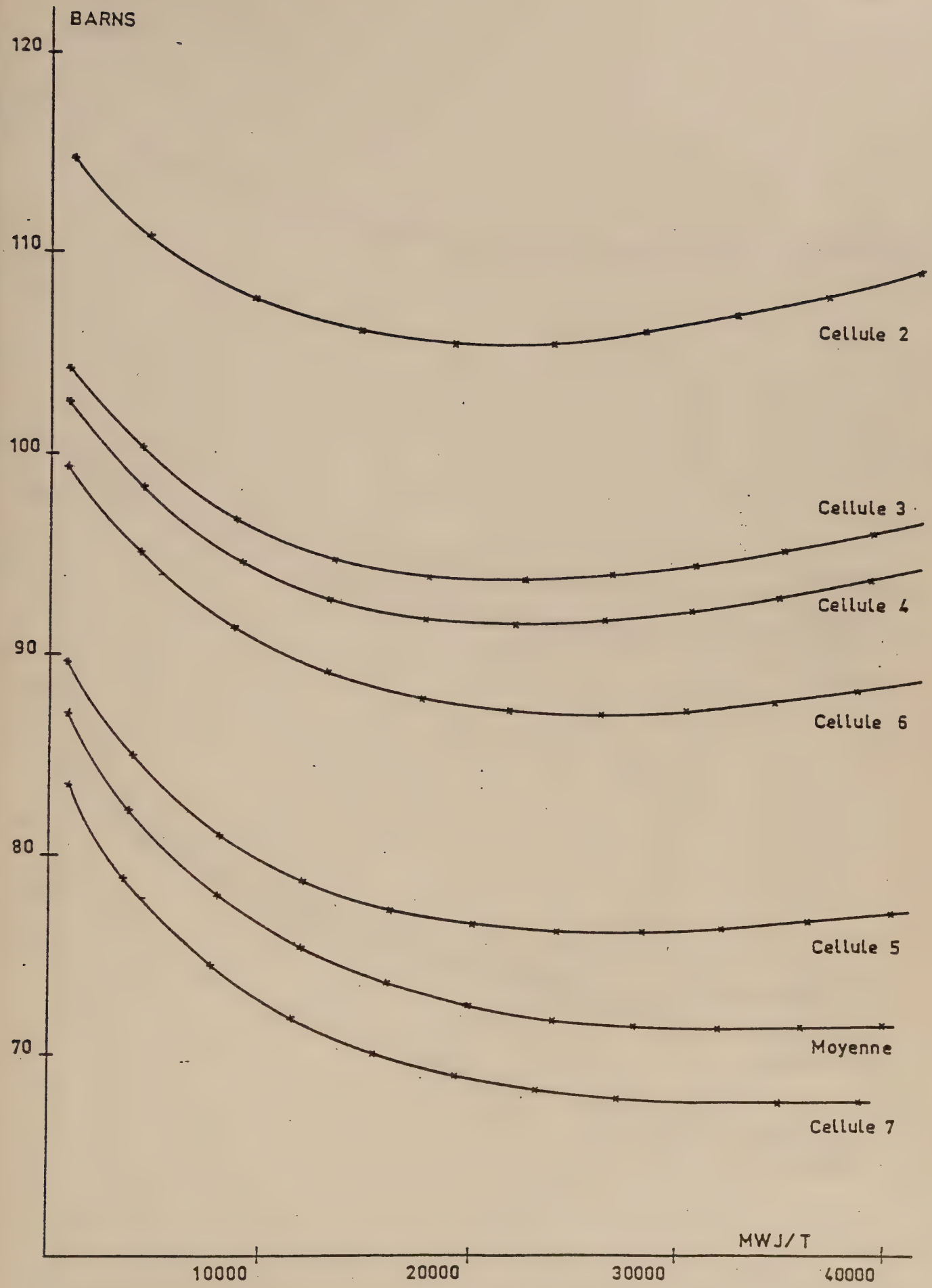


FIGURE 15

SECTION DE FISSION 239 Pu

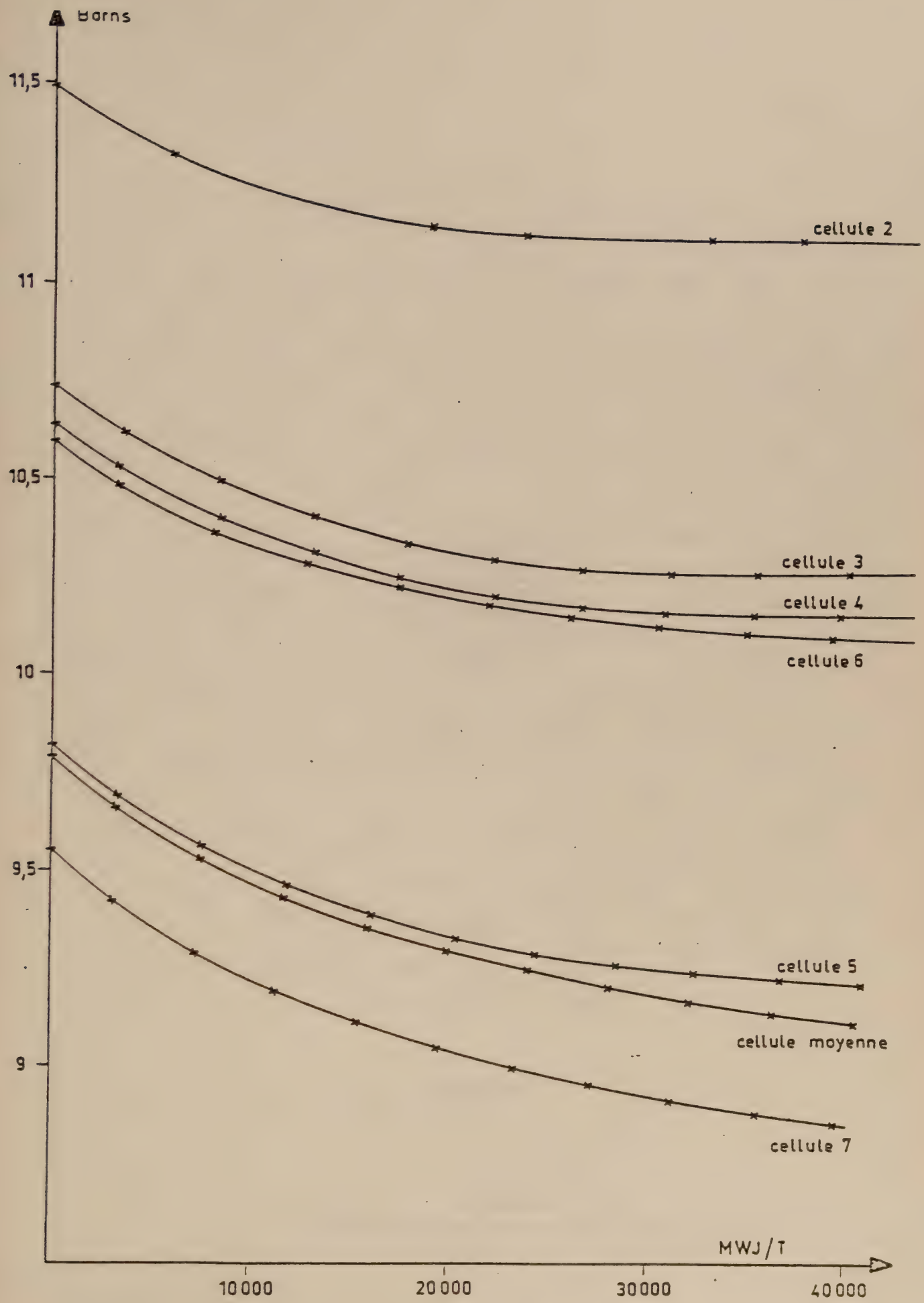


FIGURE 16

SECTION D'ABSORPTION 133 Cs

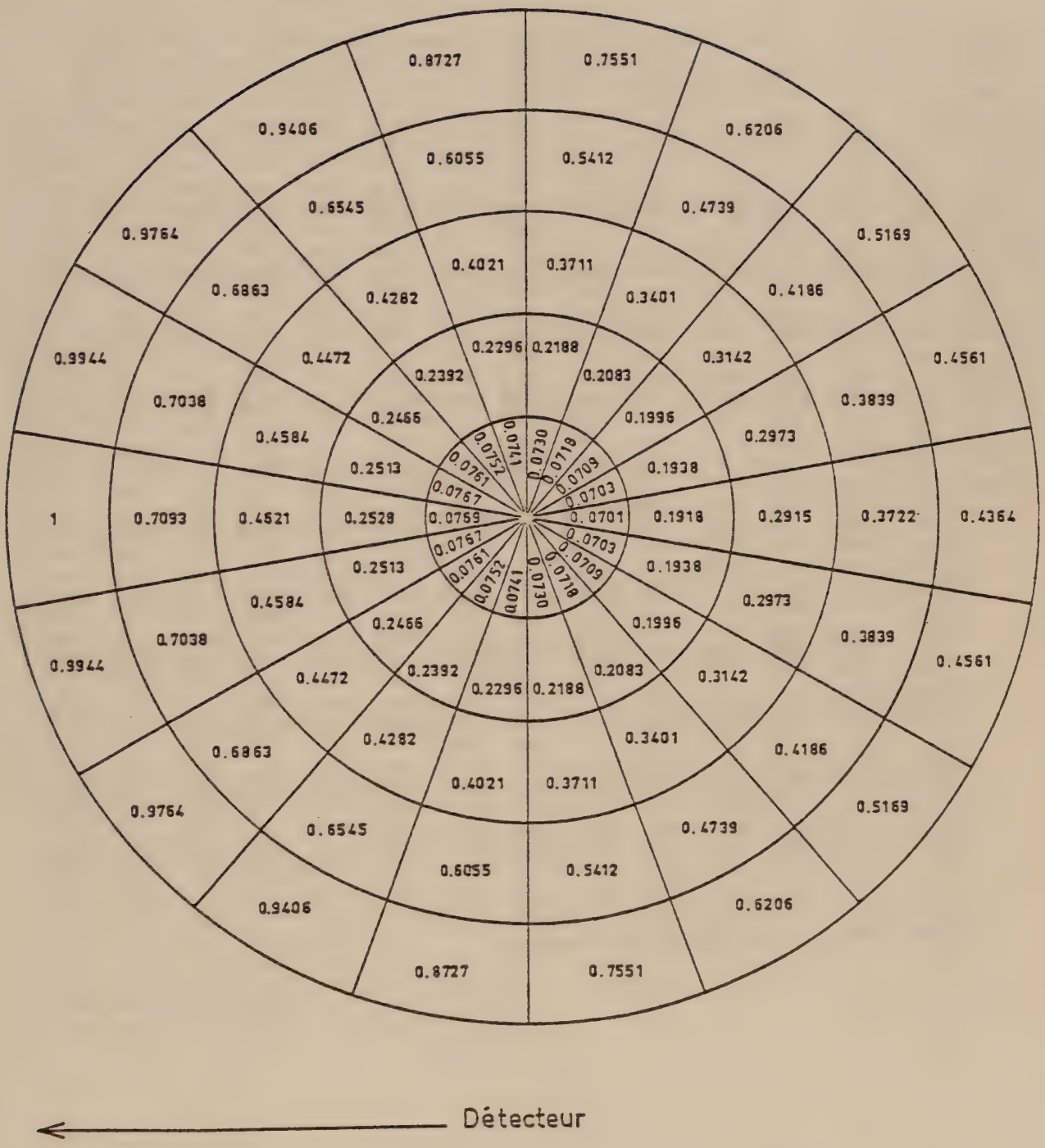


FIGURE 17

CONTRIBUTION DES DIFFERENTES PARTIES

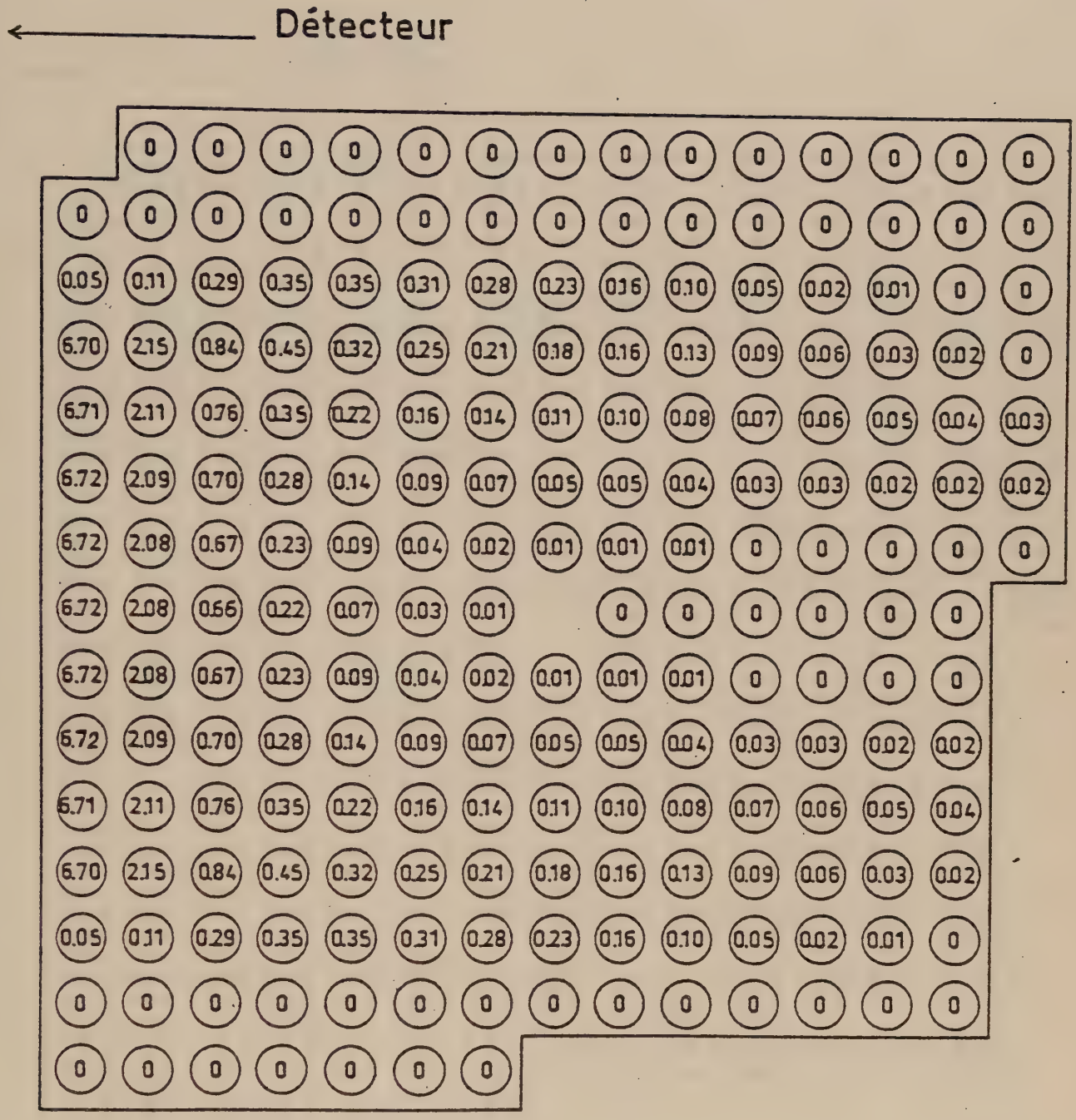


FIGURE 18

CONTRIBUTION DES CRAYONS POUR UNE DISTRIBUTION

UNIFORME DES SOURCES

ENERGIE : 605 Kev

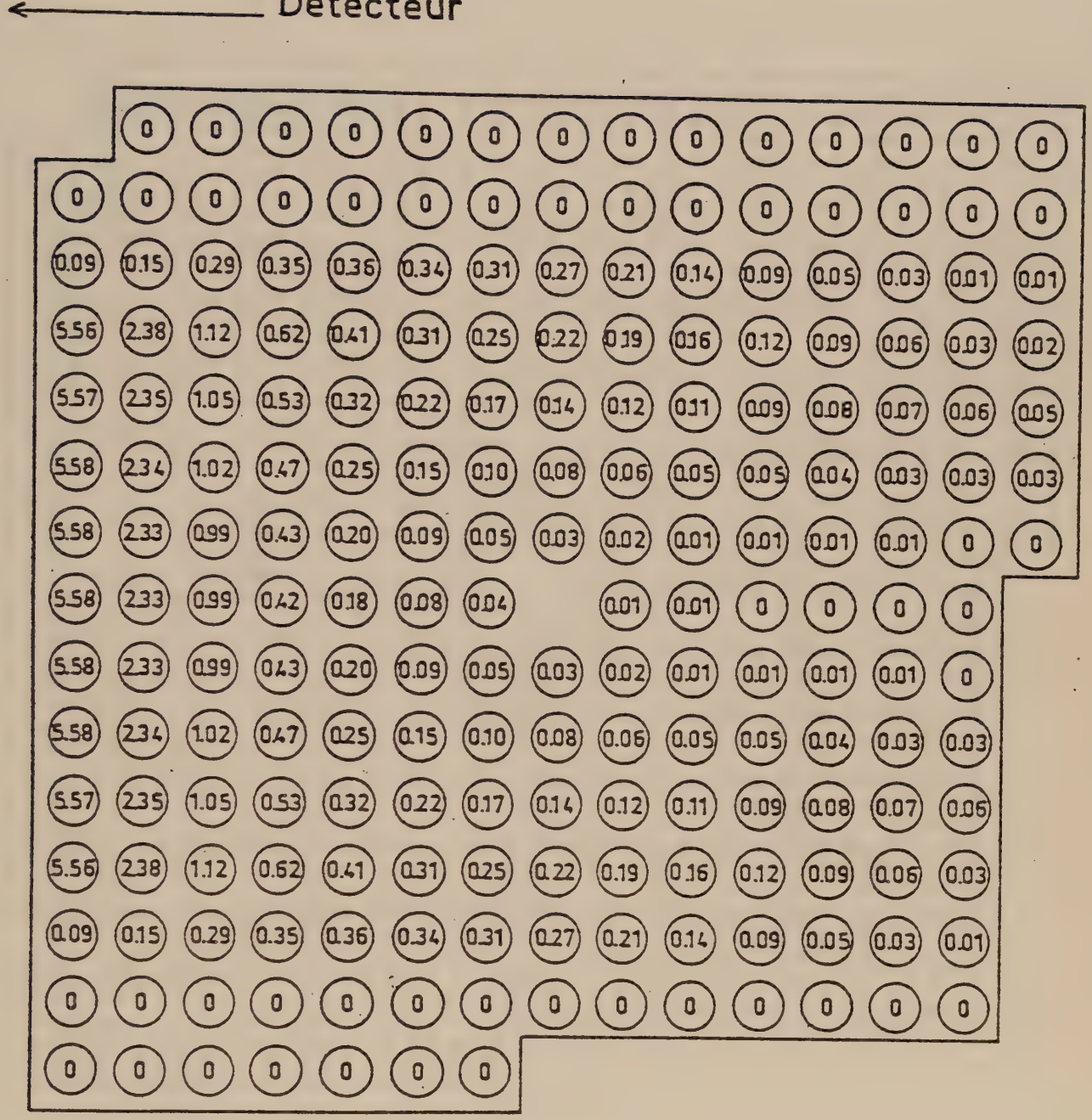


FIGURE 19

CONTRIBUTION DES CRAYONS POUR UNE
DISTRIBUTION UNIFORME DES SOURCES
ENERGIE : 796 Kev
Code TRAJET

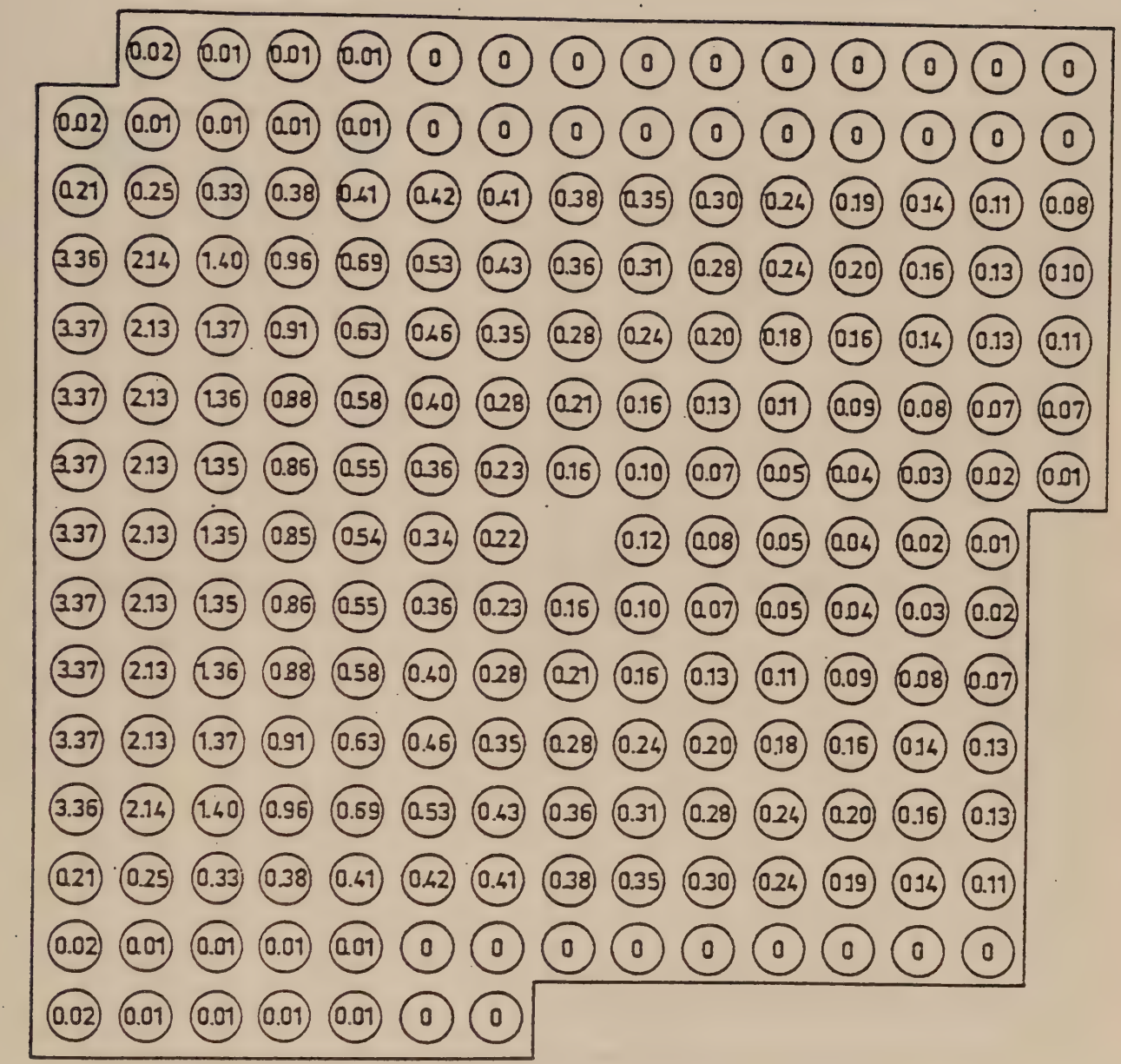


FIGURE 20

CONTRIBUTION DES CRAYONS POUR UNE
DISTRIBUTION UNIFORME DES SOURCES
ENERGIE : 2185 Kev
Code TRAJET

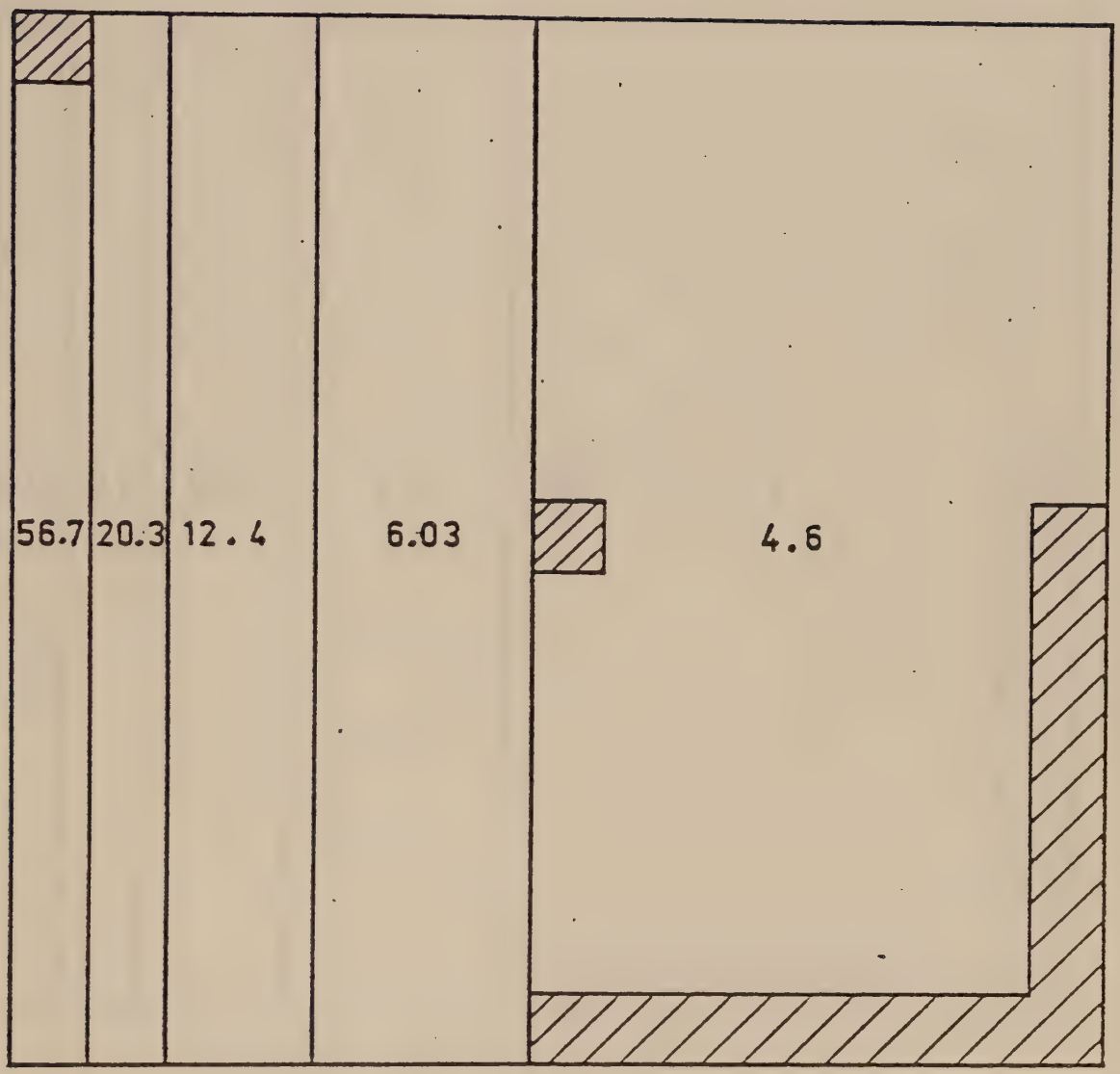


FIGURE 22

IMPORTANCE DES DIVERSES ZONES DE L'ASSEMBLAGE DANS LE COMPTAGE SUR UNE FACE A 661 Kev

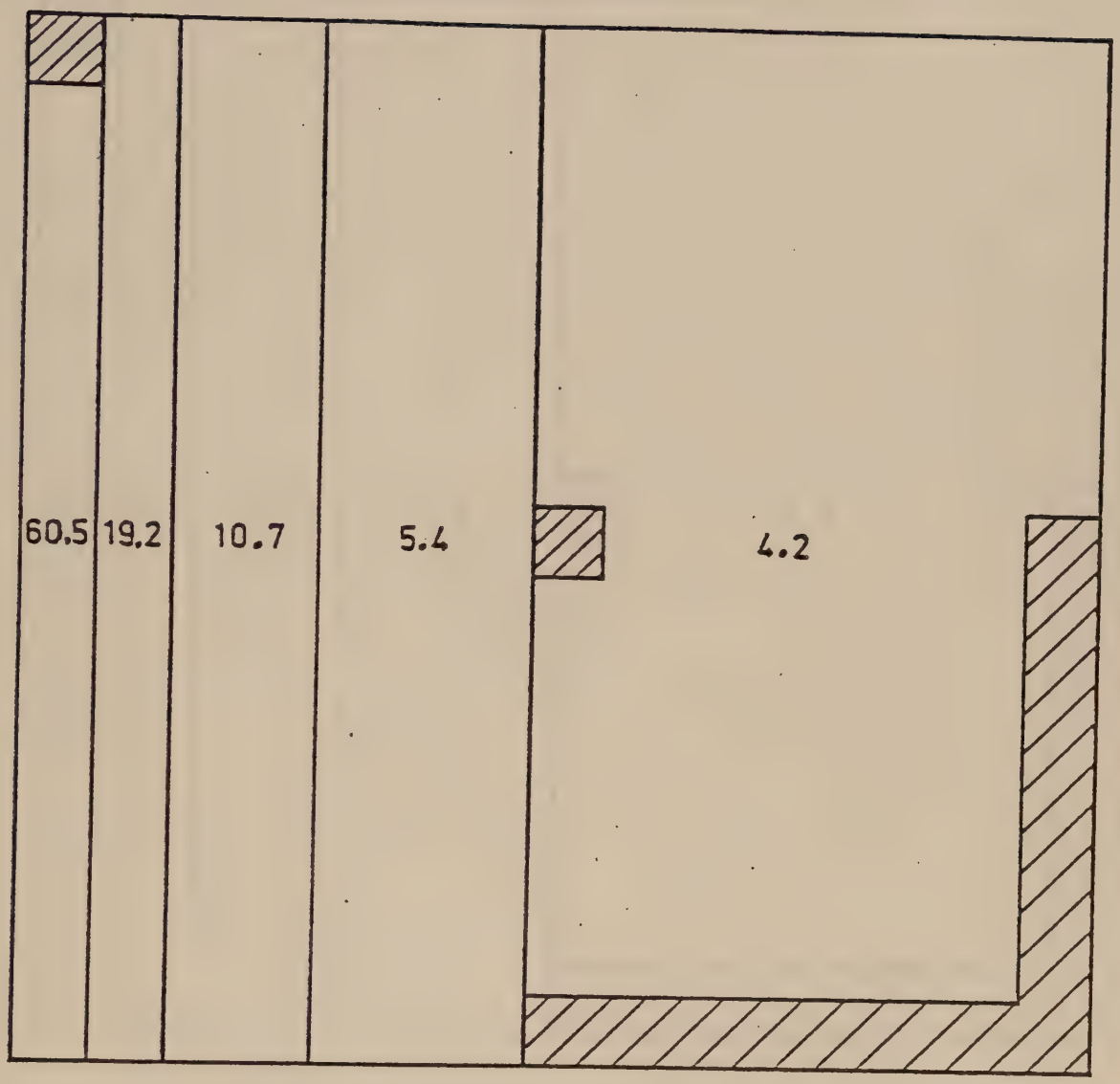


FIGURE 21

IMPORTANCE DES DIVERSES ZONES DE
L'ASSEMBLAGE DANS LE COMPTAGE SUR
UNE FACE A 605 Kev

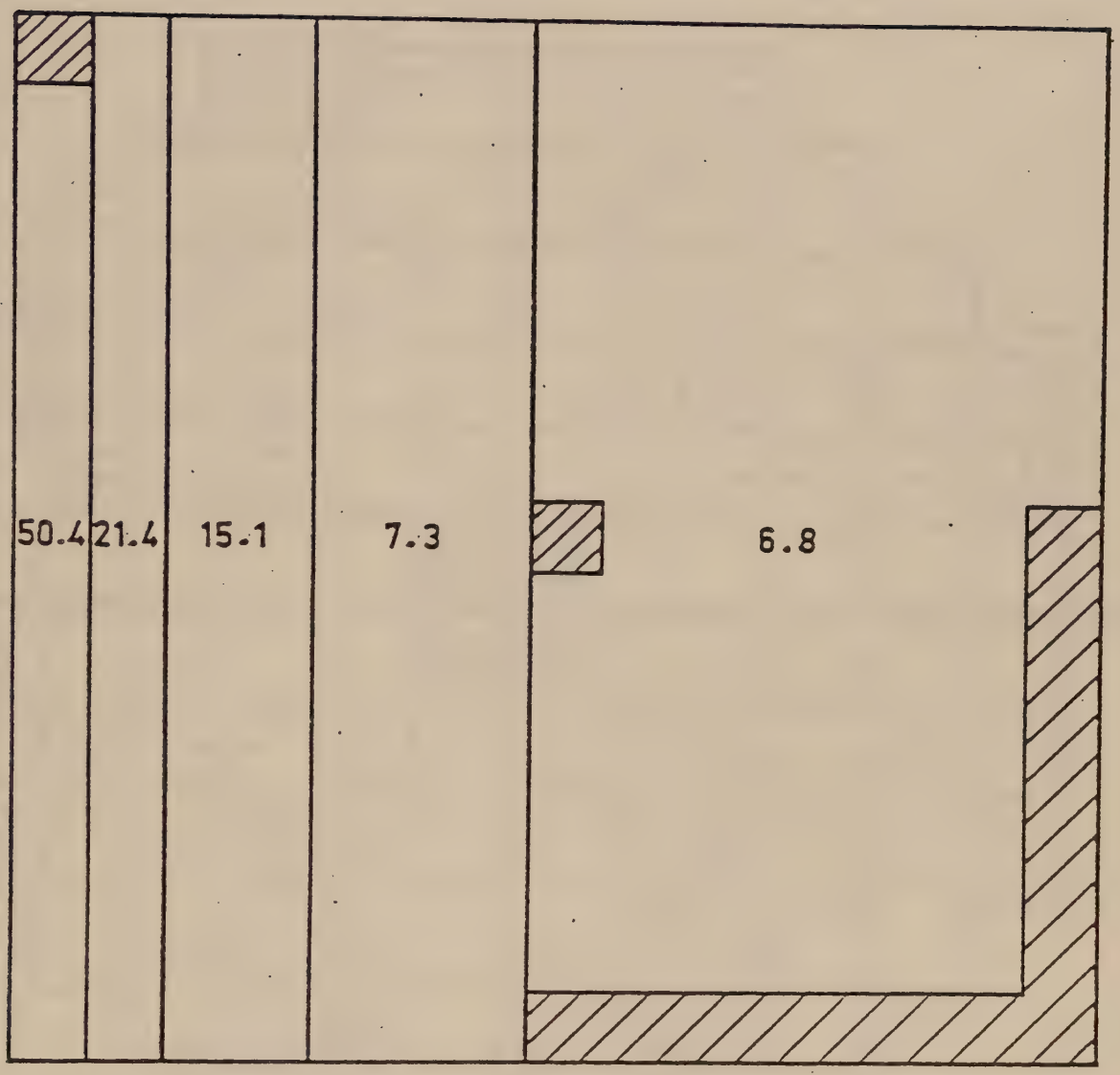


FIGURE 23

IMPORTANCE DES DIVERSES ZONES DE
L'ASSEMBLAGE DANS LE COMPTAGE SUR
UNE FACE A 796 Kev

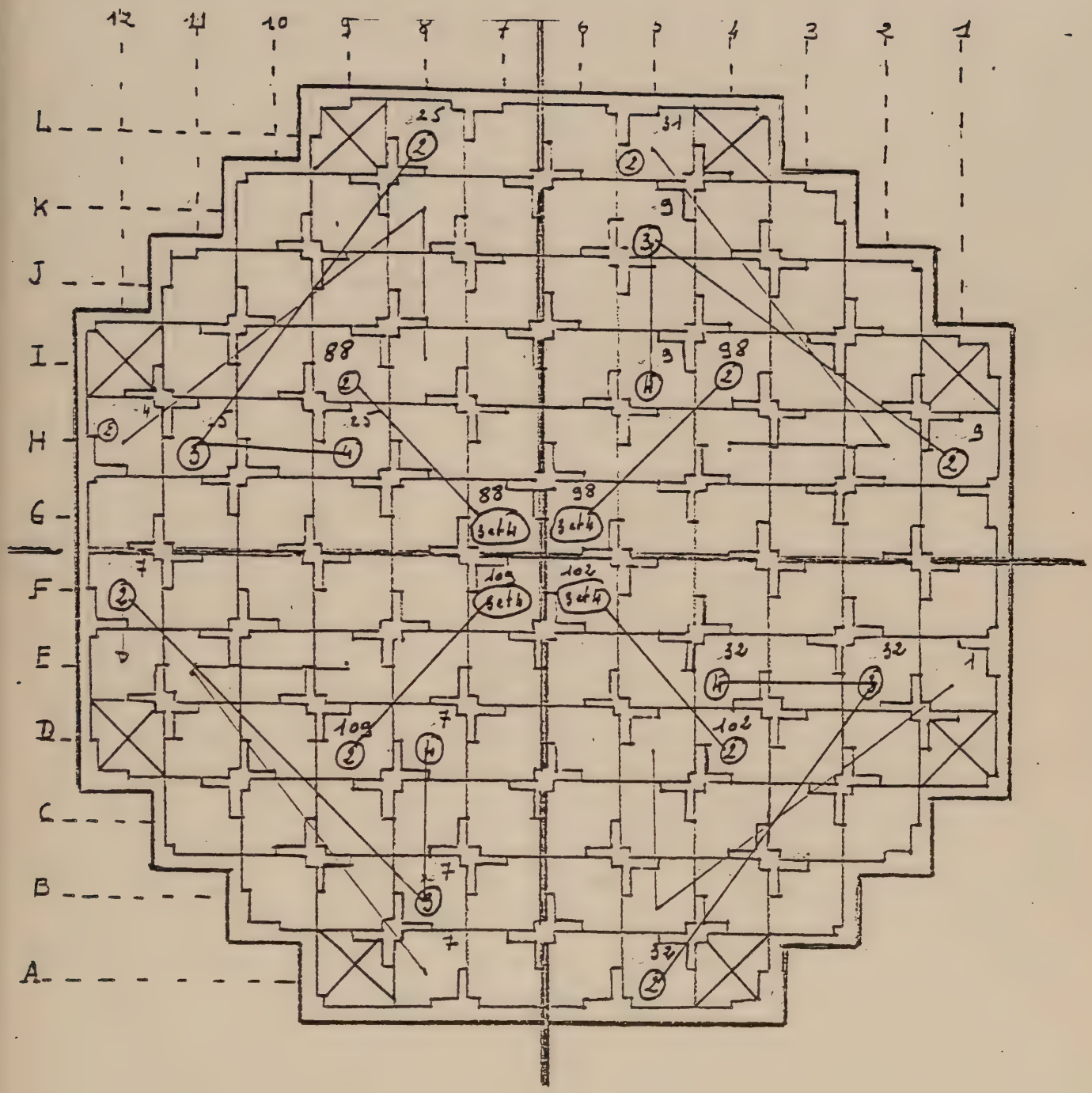


FIGURE 24

C.N.A. CYCLE 2 - 3 - 4

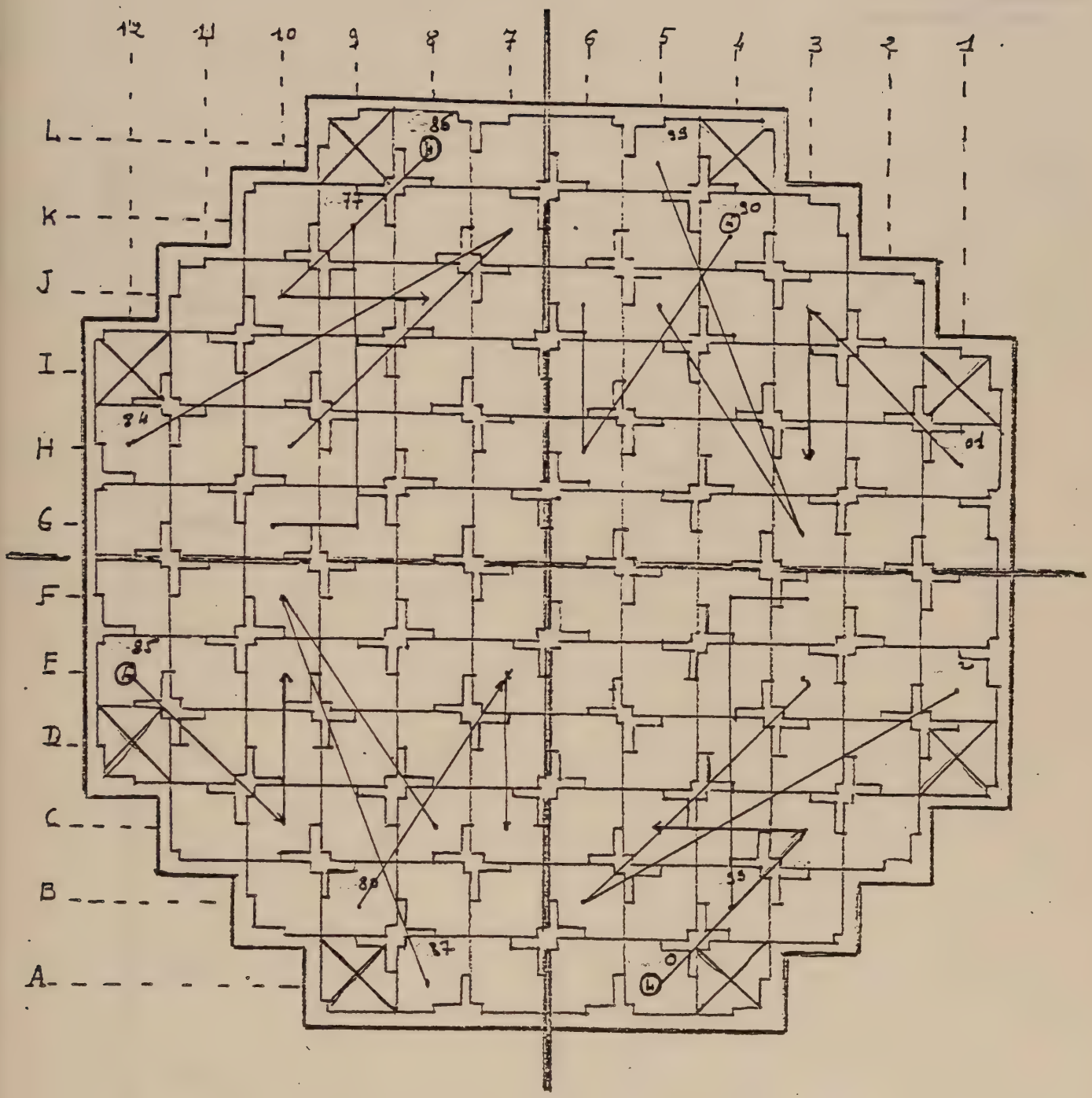


FIGURE 25

C.N.A. CYCLE 4 - 5 - 6

FIG: 26 EVOLUTION DE LA MASSE DE PLUTONIUM

REACTEUR C.N.A REFROIDISSEMENT 1 AN

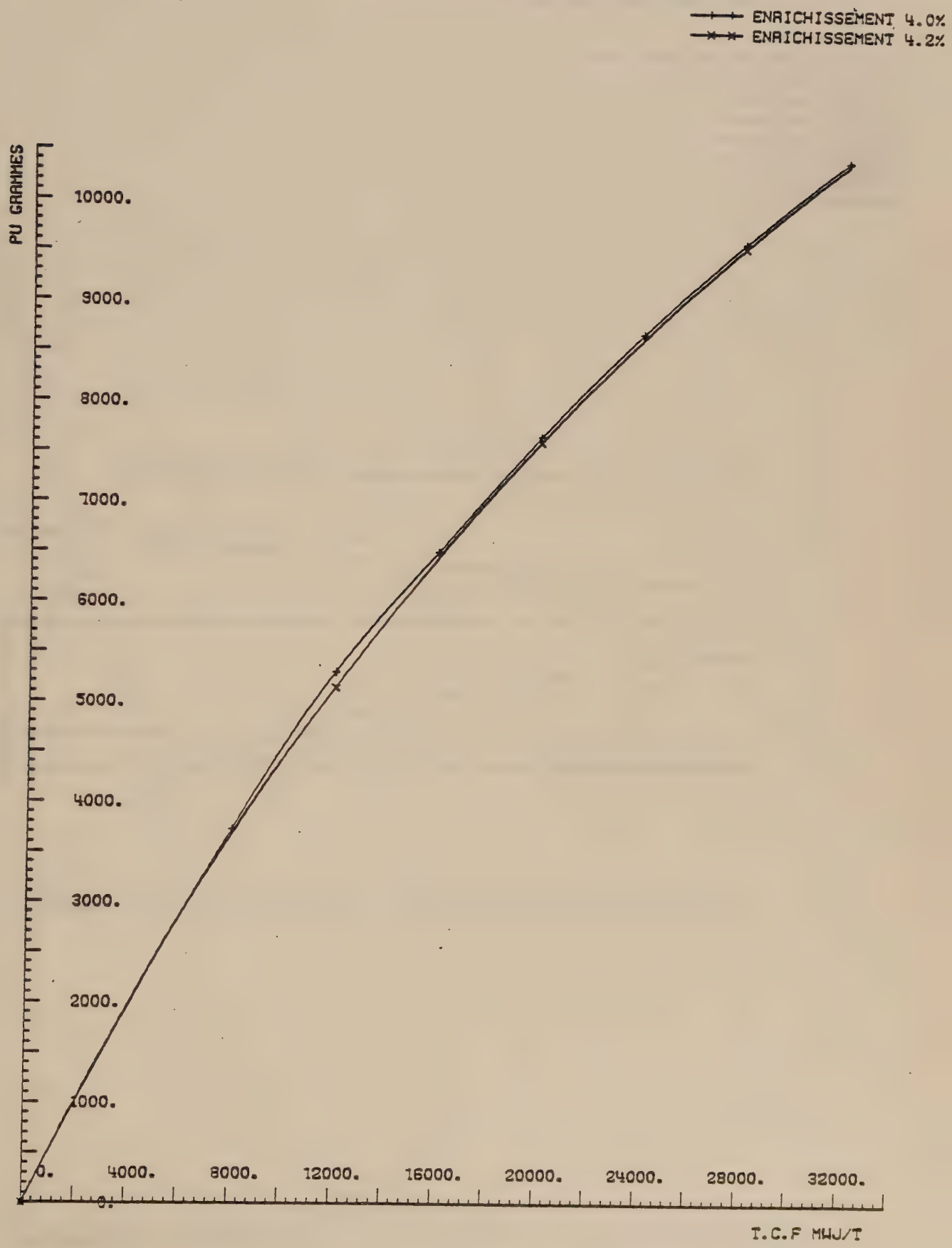


FIG: 27 EMISSION NEUTRONIQUE

POUR 1 TONNE DE METAL INITIAL ENRICHI A 3.5% (U5/UTOT)
TAUX DE COMBUSTION 12000 MWJ/T

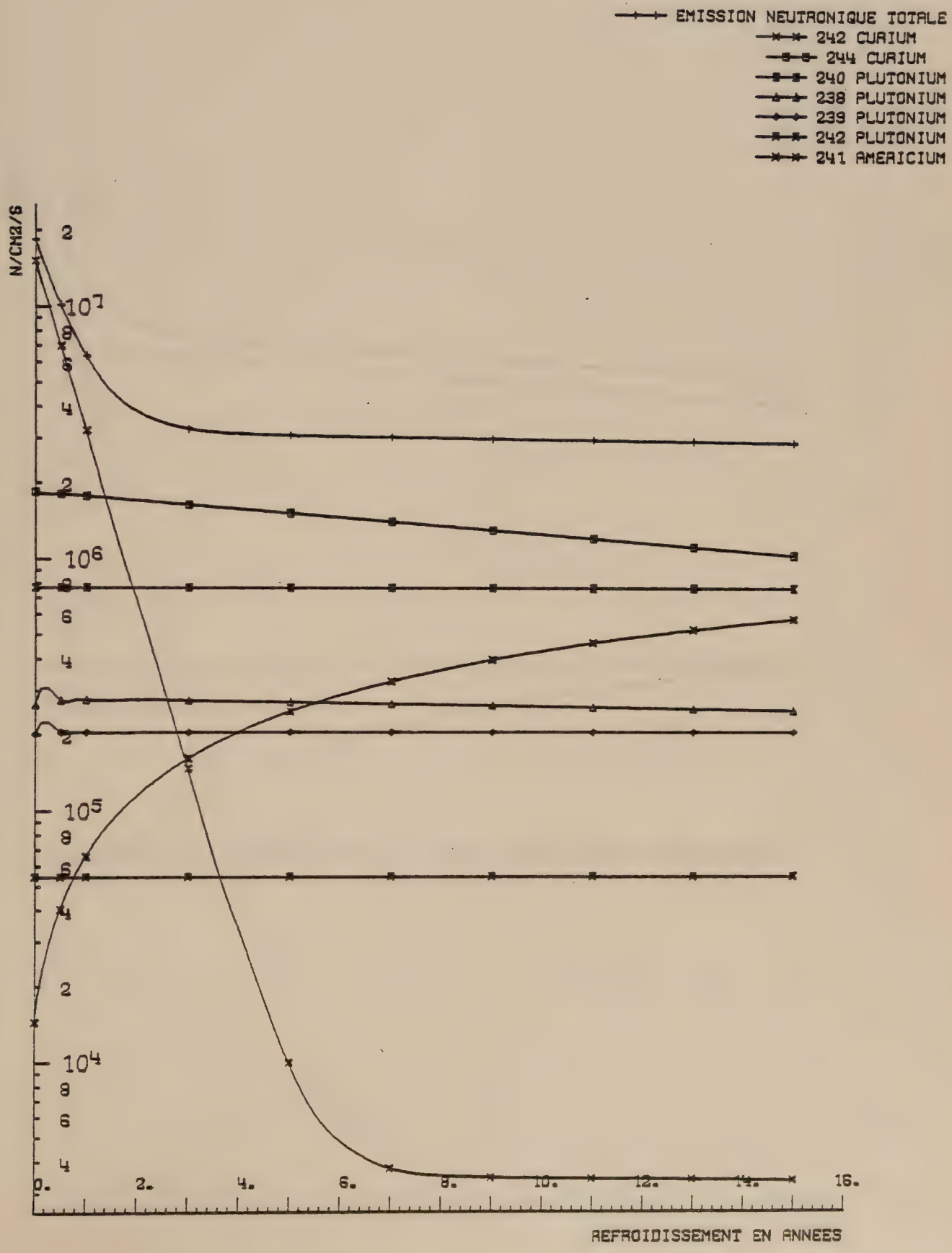


FIG: 28

EMISSION NEUTRONIQUE

POUR 1 TONNE DE METAL INITIAL ENRICHI A 3.3% (U5/UIOI)
TAUX DE COMBUSTION 20000 MWJ/T

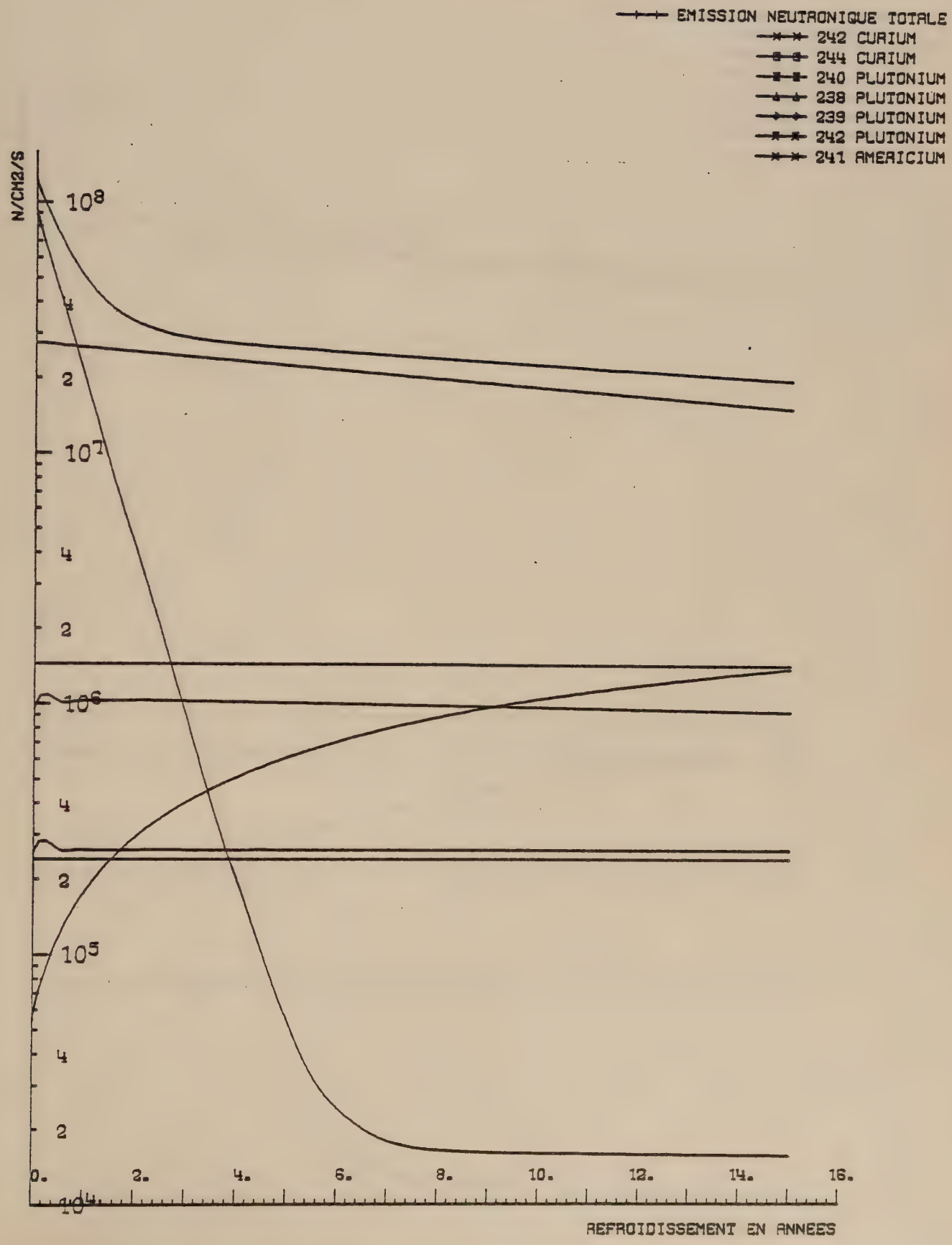


FIG: 29

EMISSION NEUTRONIQUE

POUR 1 TONNE DE METAL INITIAL ENRICHI A 3.5% (U5/UTOT)
TAUX DE COMBUSTION 33000 MWJ/T

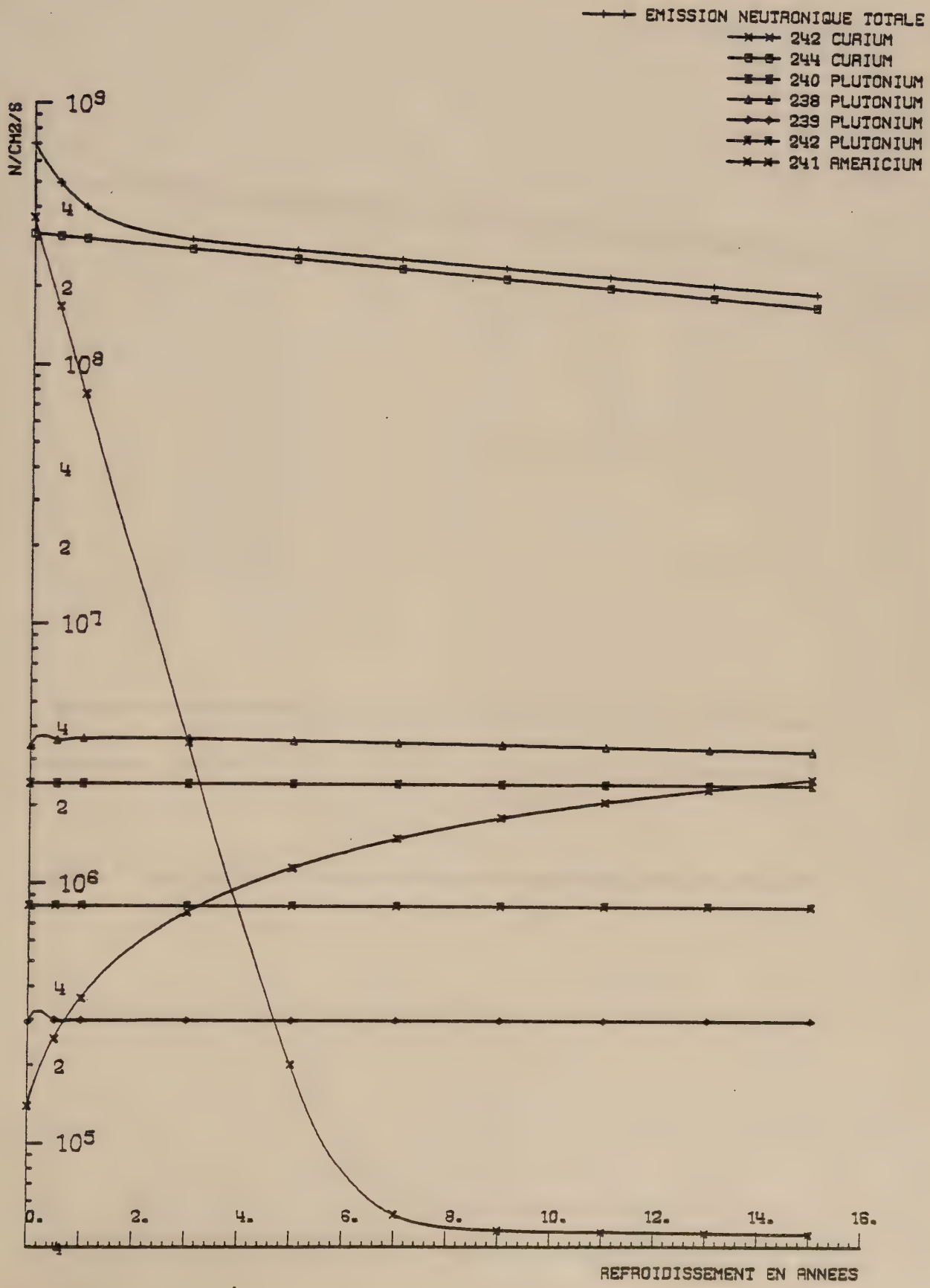


FIG: 30

EMISSION NEUTRONIQUE

POUR 1 TONNE DE METAL INITIAL ENRICHI A 3.5% (U5/UTOT)
TAUX DE COMBUSTION 36000 MWJ/T

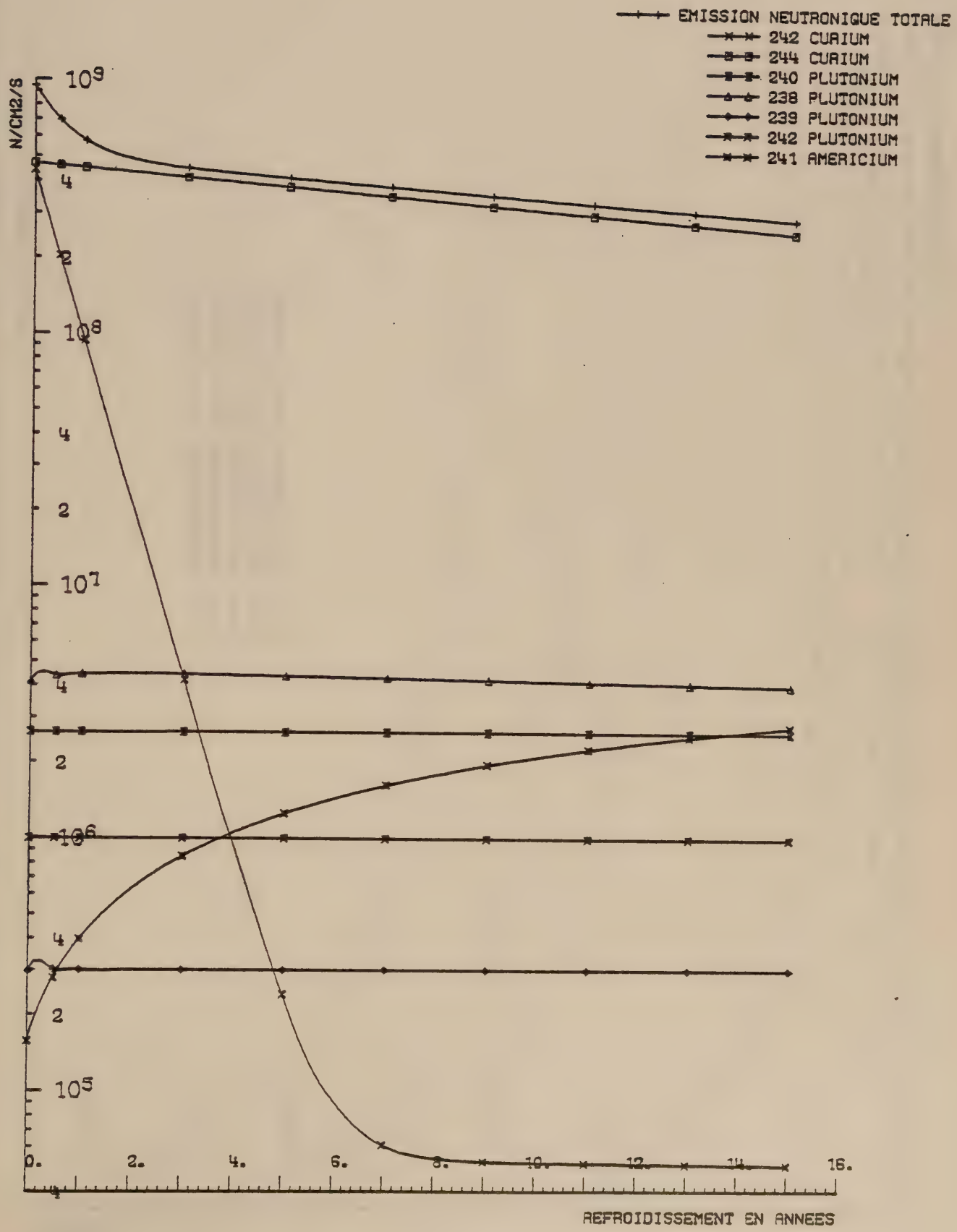


FIG: 31 EMISSION NEUTRONIQUE D UN COMBUSTIBLE PWR

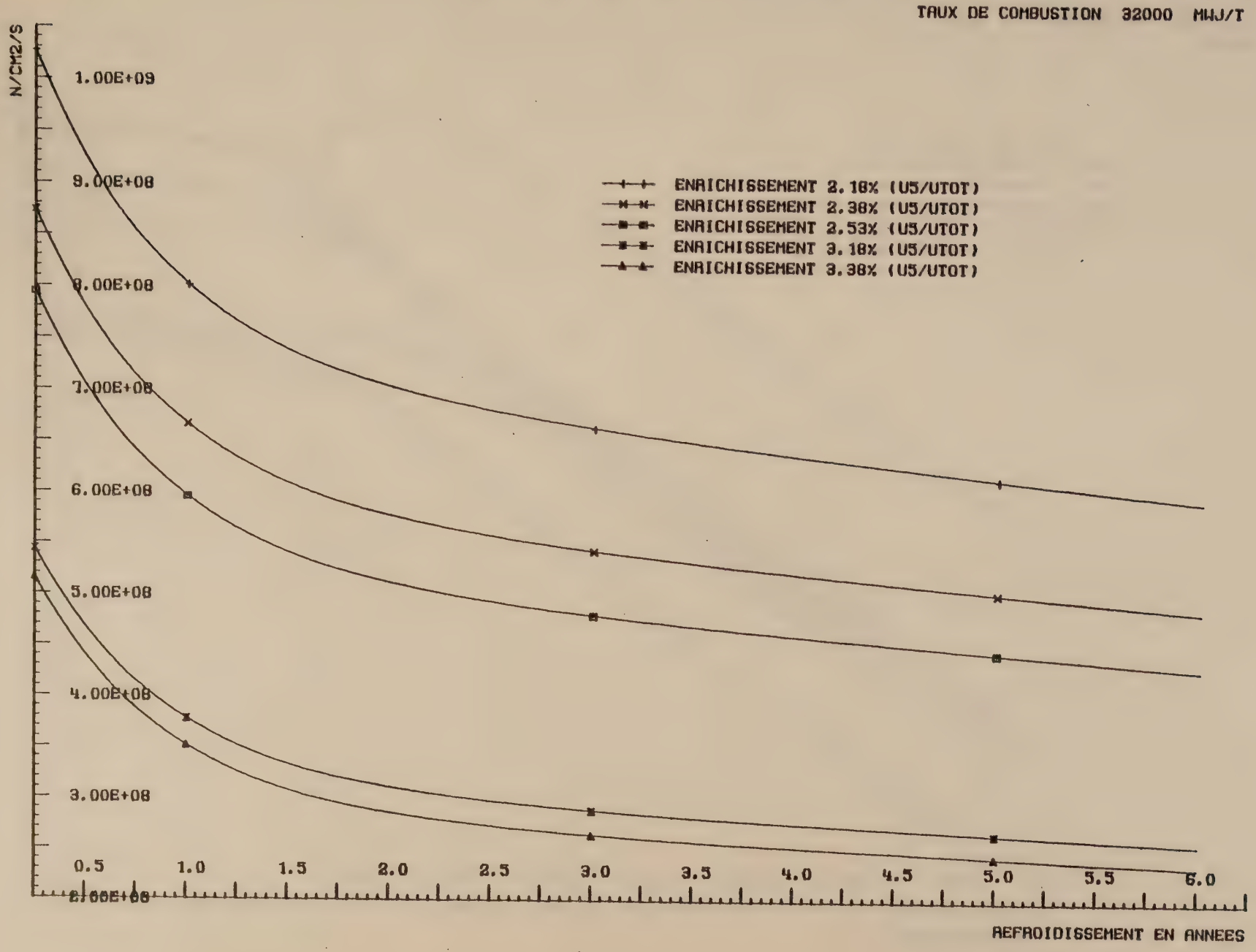


FIG: 32

FLUX NEUTRONIQUE

ASSEMBLAGE 17X17 3.2% (U5/UTOT)
SOURCE HOMOGENE

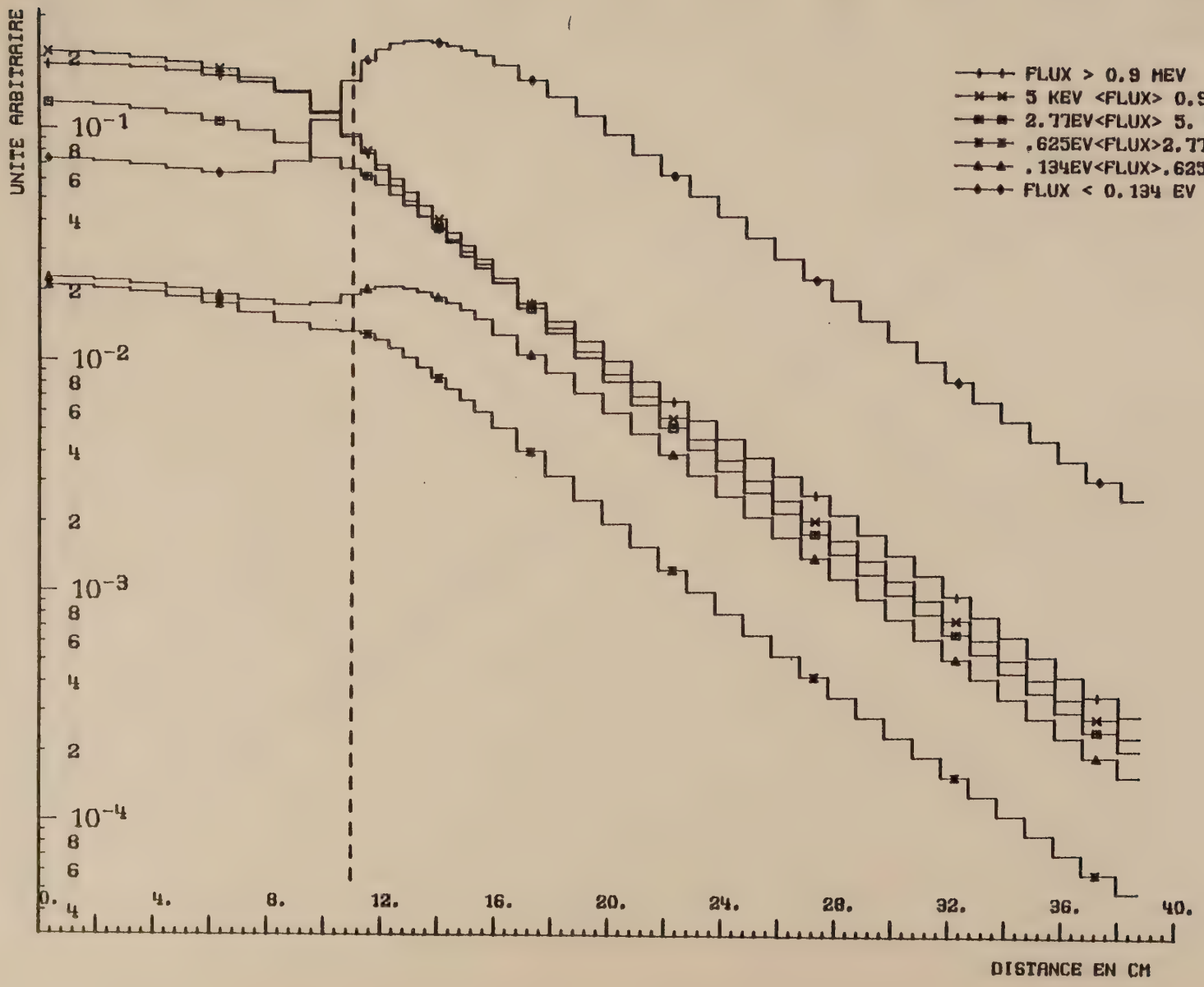


FIG: 33 VARIATION DU KEFF ASSEMBLAGE

EN FONCTION DU TAUX DE COMBUSTION POUR UN COMBUSTIBLE
17X17 D ENRICHISSEMENT 3.5% (U5/UTOT)

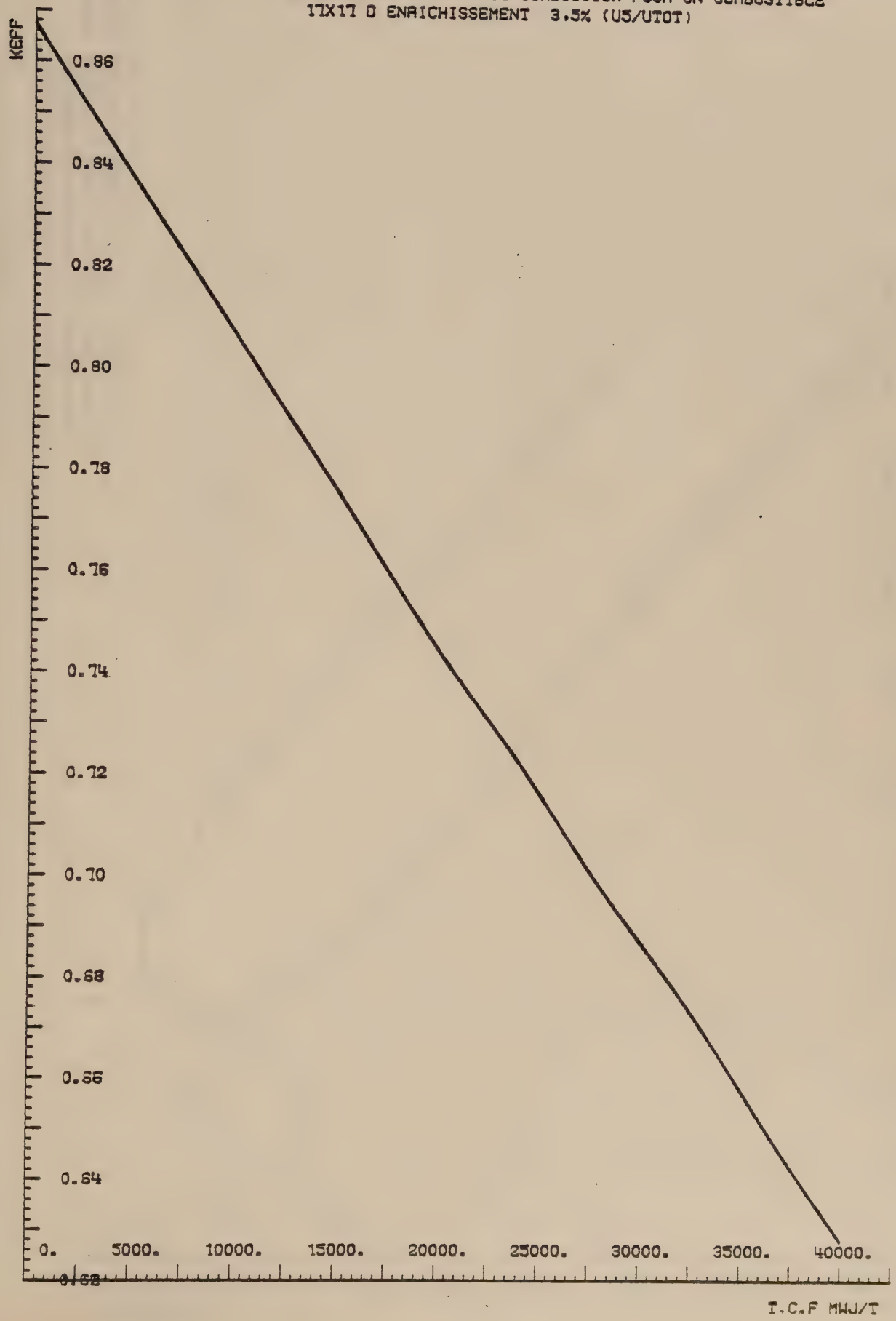


FIG: 34 FLUX NEUTRONIQUE EMIS PAR UN ASSEMBLAGE PWR

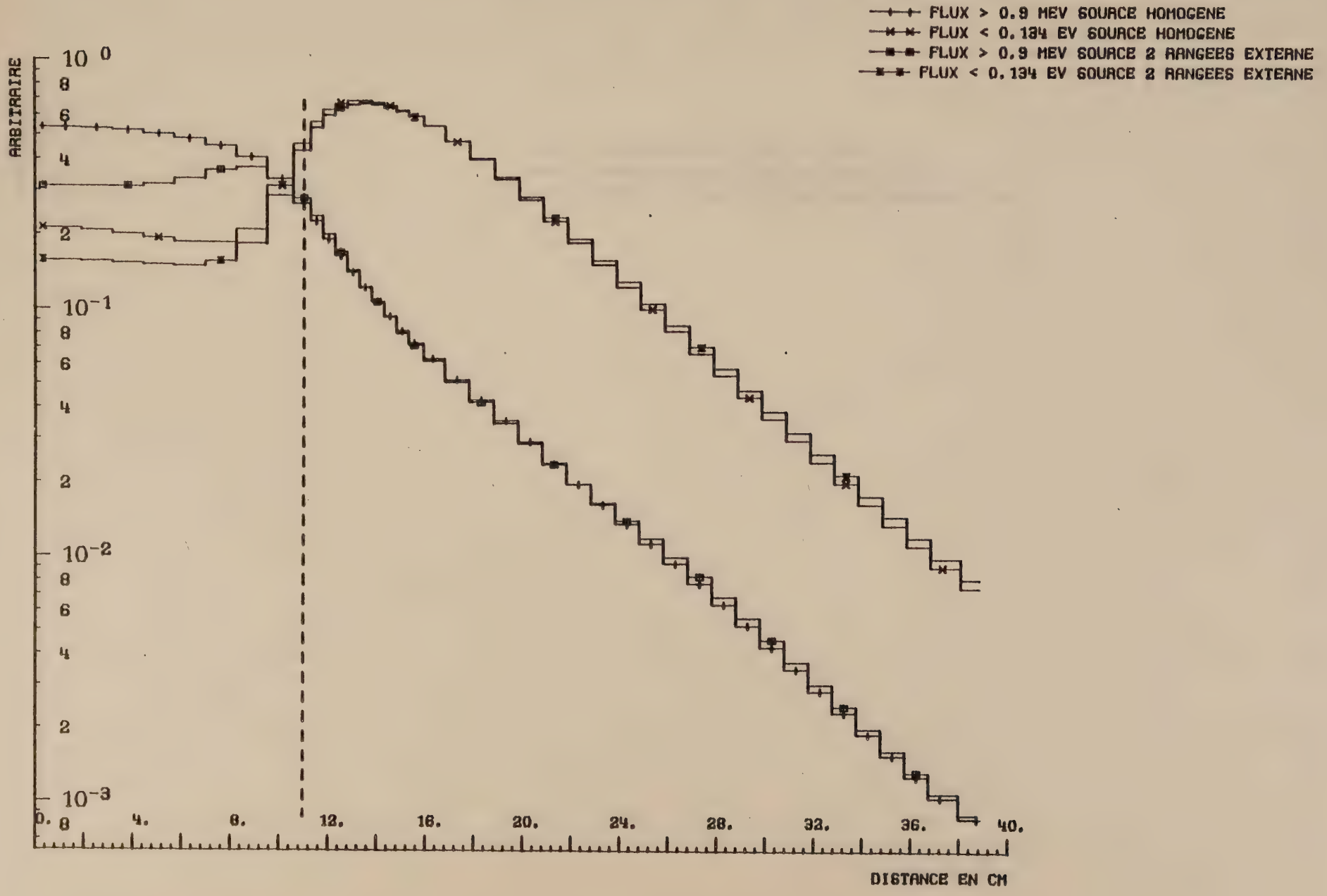


FIG: 35

FLUX NEUTRONIQUE EMIS PAR UN ASSEMBLAGE PWR

FLUX RAPIDE E > 0.9 MEV

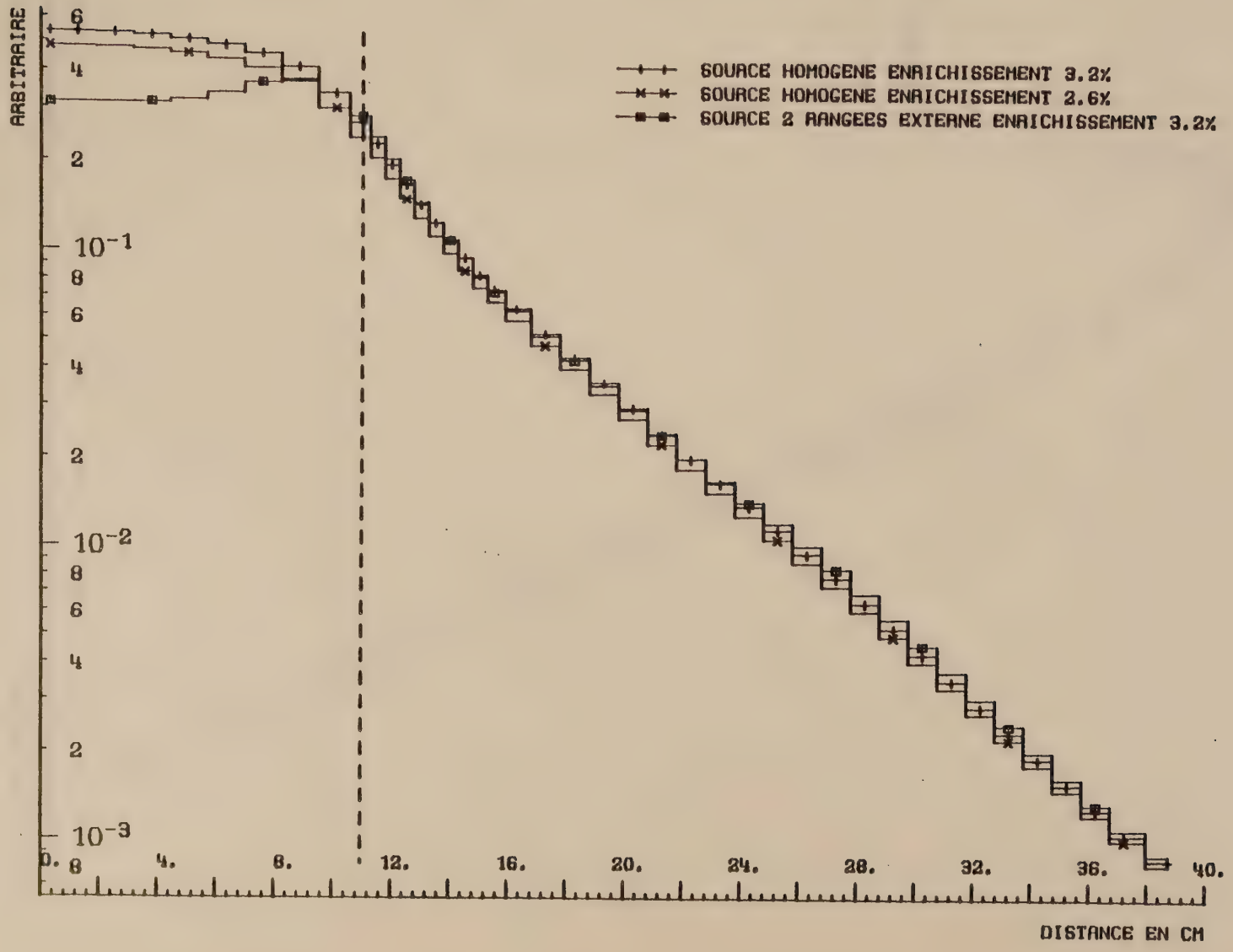


FIG: 36 FLUX NEUTRONIQUE : ASSEMBLAGE PWR 17X17

FLUX THERMIQUE E < 0.134 EV

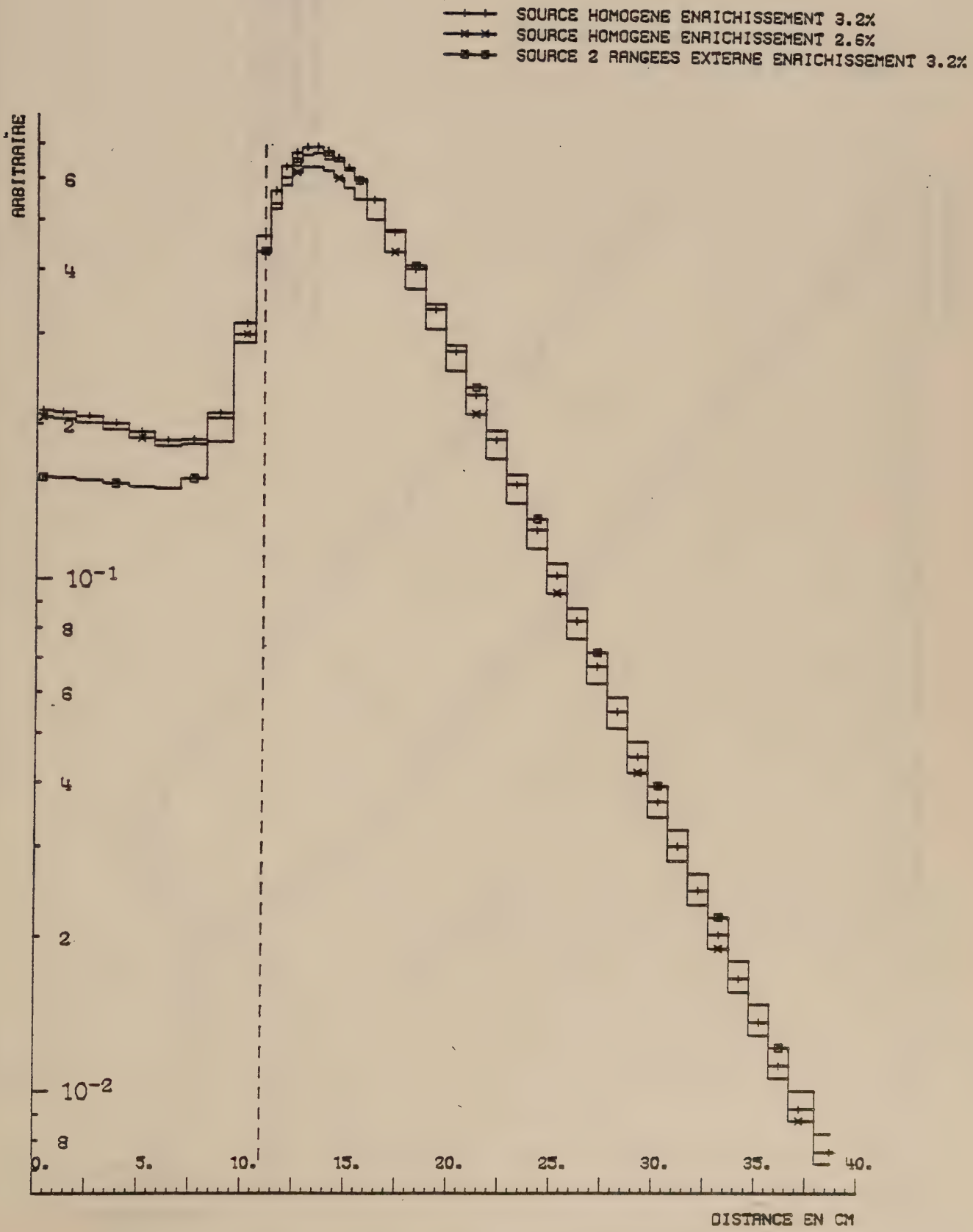


FIG: 37 FLUX NEUTRONIQUE EMIS PAR UN ASSEMBLAGE PWR

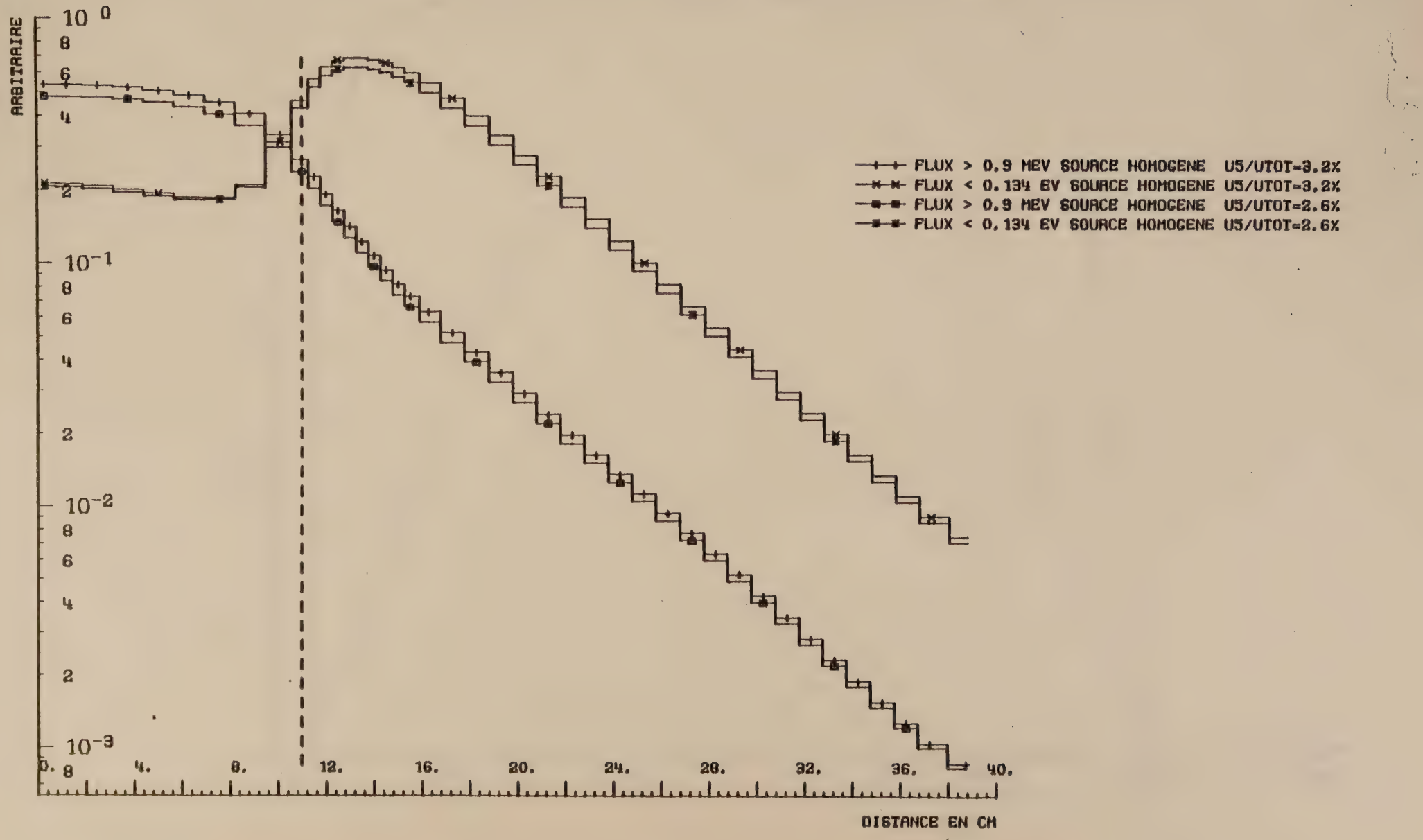


FIG: 38

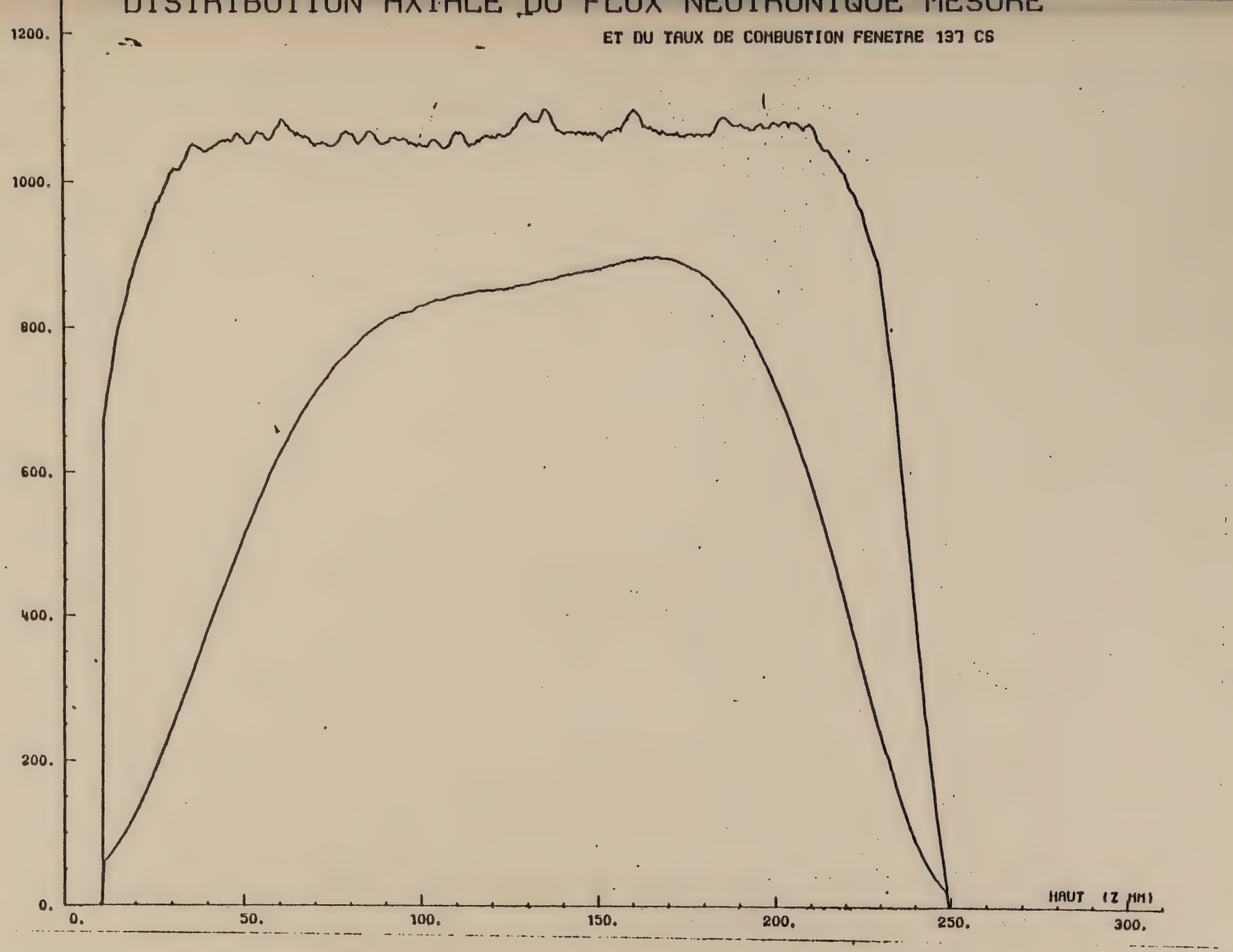

DISTRIBUTION AXIALE DU FLUX NEUTRONIQUE MESURE
ET DU TAUX DE COMBUSTION FENETRE 137 CS
1200.
1000.
800.
600.
400.
200.
0.
0.
50.
100.
150.
200.
250.
300.
HAUT (Z MM)

FIG: 38

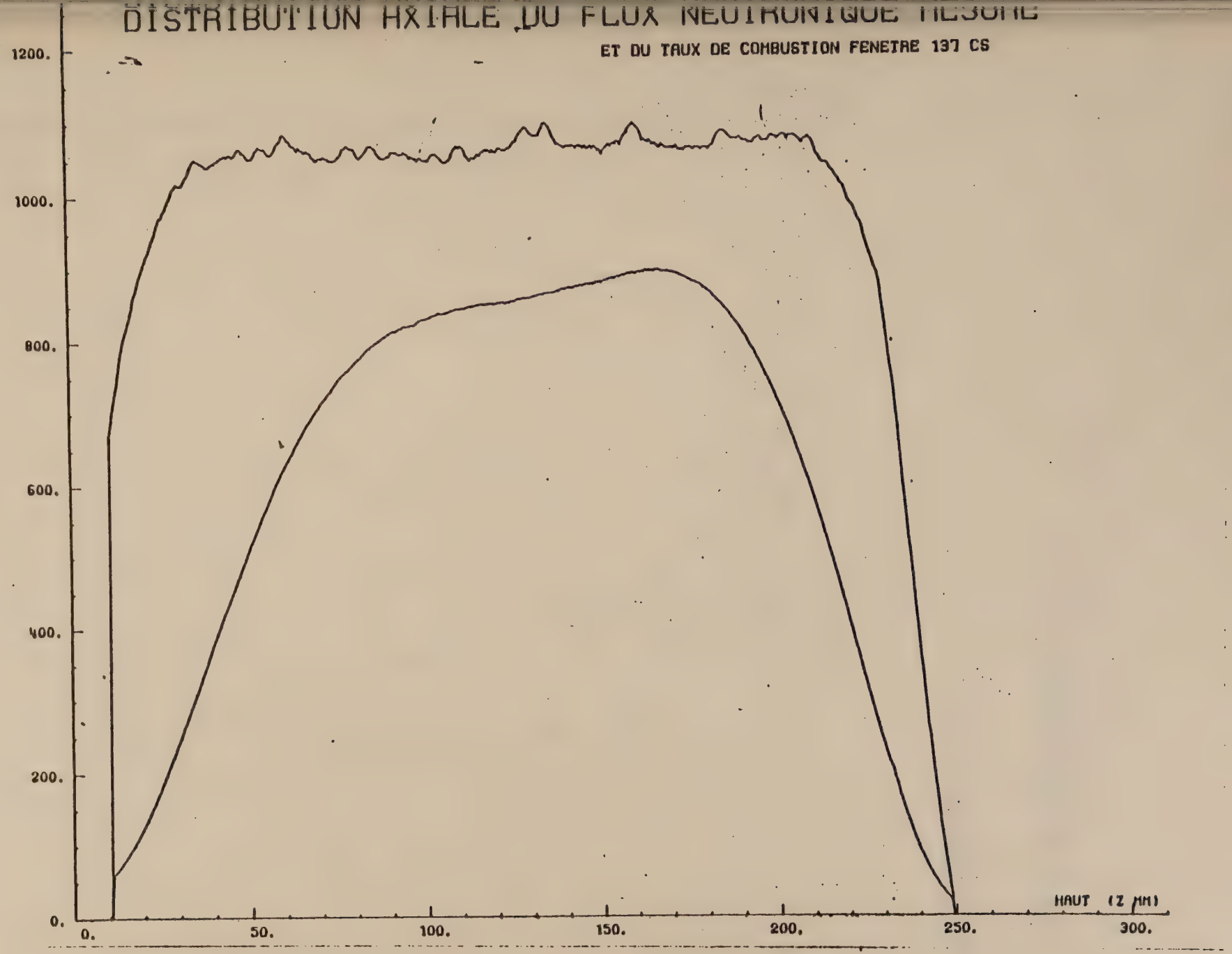

DISTRIBUTION AXIALE DU FLUX NEUTRONIQUE MESURE
ET DU TAUX DE COMBUSTION FENETRE 137 CS
1200.
1000.
800.
600.
400.
200.
0.
0.
50.
100.
150.
200.
250.
300.
HAUT (Z MM)

FIG: 39

DISTRIBUTION AXIALE

DU TAUX DE COMBUSTION FENETRE CS 137
ET DU FLUX NEUTRONIQUE DEDUIT PAR LE CALCUL

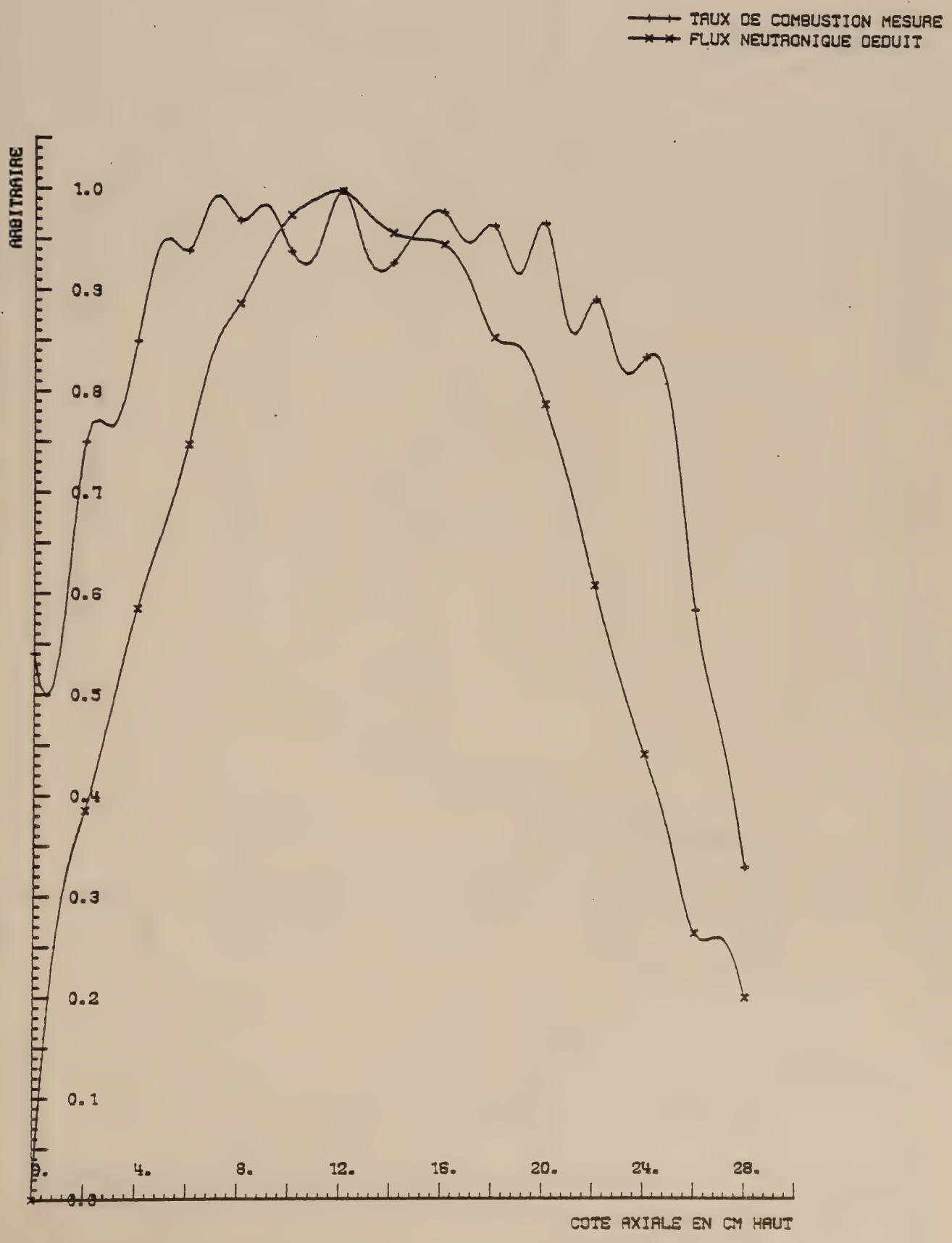


FIG: 40

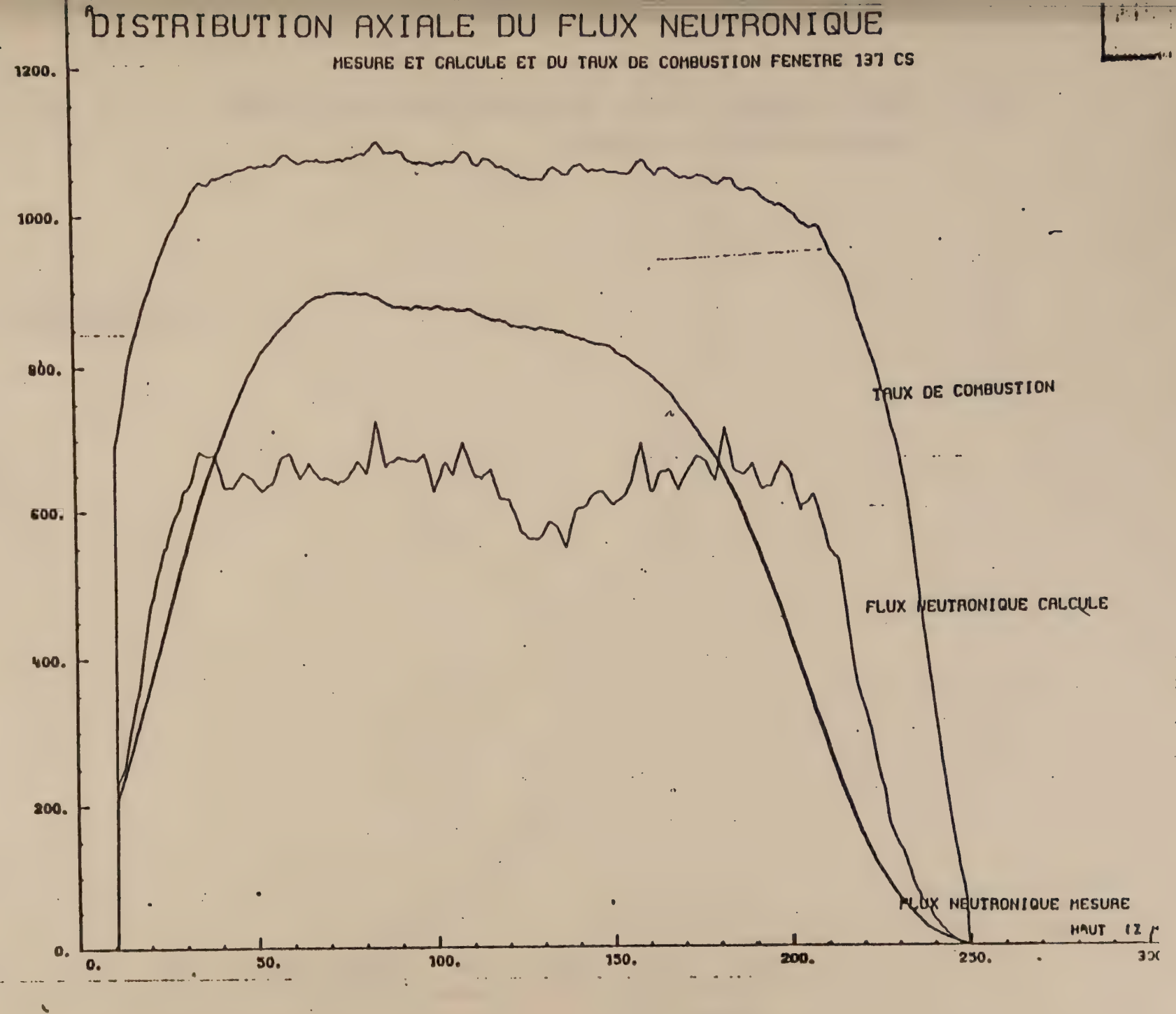
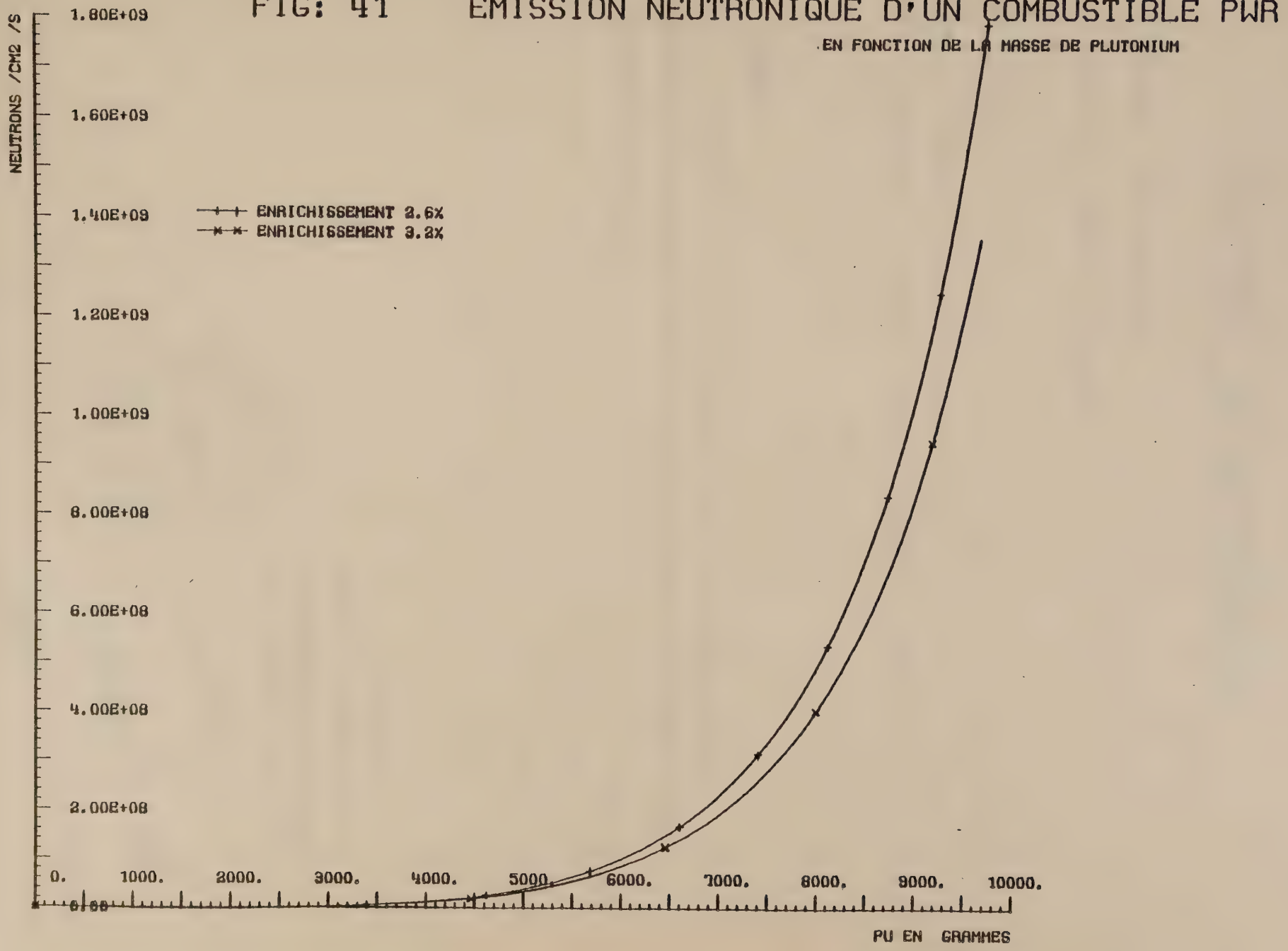

DISTRIBUTION AXIALE DU FLUX NEUTRONIQUE
MESURE ET CALCULE ET DU TAUX DE COMBUSTION FENETRE 137 CS
1200.
1000.
800.
600.
400.
200.
0.
0.
50.
100.
150.
200.
250.
TAUX DE COMBUSTION
FLUX NEUTRONIQUE CALCULE
FLUX NEUTRONIQUE MESURE
HAUT (Z

FIG: 41 EMISSION NEUTRONIQUE D'UN COMBUSTIBLE PWR



UNIVERSITE DE PARIS-SUD

CENTRE D'ORSAY

PERMIS D'IMPRIMER

Doctorat DE L'UNIVERSITE

Thèse de SCIENCES PHYSIQUE

Nom P I N E L

Prénoms Jacques

Date et lieu de naissance 6 FEVRIER 1941 à St BRIEUC (Côtes du Nord)

SUJET :

Thèse : DETERMINATION DU TAUX DE COMBUSTION ET DU BILAN EN ISOTOPES FISSILES DES ASSEMBLAGES IRRADIES DANS LES REACTEURS A EAU LEGERE PAR DES METHODES NONDESTRUCTIVES

Vu et approuvé :

Orsay, le 25 OCTOBRE 1982

~~Le Vice Président du Centre d'Orsay~~ :
les membres du jury

UNIVERSITÉ PARIS-SUD ★ ORSAY

Imprimé par le Bureau de Documentation du CEN/ CADARACHE